

ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ АВТОНОМНОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ  
УЧРЕЖДЕНИЕ ВЫСШЕГО ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБРАЗОВАНИЯ  
НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ  
«МИФИ»

## ГЛОБАЛЬНАЯ ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

№ 1(6) 2013

Основан в ноябре 2011 г.

Выходит 4 раза в год

Индекс по Каталогу российской прессы «Почта России» – 47155

ISSN2305-414X

### Главный редактор:

М.Н. Стриханов, доктор физико-математических наук, профессор

### Редакционный совет:

М.Н. Стриханов, (главный редактор, д-р физ.-мат. наук, проф.),  
В.А. Руденко (заместитель главного редактора, д-р соц. наук, проф.),  
А.М. Агапов (д-р техн. наук, проф.), В.В. Кривин (д-р техн. наук, проф.),  
А.В. Паламарчук (к-т техн. наук), И.А. Бубликова (к-т техн. наук, доц.)

### Редакционная коллегия:

М.Н. Стриханов, (главный редактор, д-р физ.-мат. наук, проф.),  
В.А. Руденко (заместитель главного редактора, д-р соц. наук, проф.),  
А.М. Агапов (д-р техн. наук, проф.), А.В. Чернов (д-р техн. наук, проф.),  
Ю.И. Пимшин (д-р техн. наук, проф.), Ю.П. Муха (д-р техн. наук, проф.),  
В.В. Кривин (д-р техн. наук, проф.), В.И. Ратушный (д-р физ.-мат. наук, проф.),  
Ю.С. Сысоев (д-р физ.-мат. наук, проф.), А.В. Паламарчук (к-т техн. наук),  
В.Е. Шукшунов (д-р техн. наук, проф.), В.П. Поваров (к-т физ.-мат. наук),  
А.В. Жук (к-т ист. наук, доц.)

### Учредитель:

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение  
высшего профессионального образования  
Национальный исследовательский ядерный университет  
«МИФИ»

Адрес редакции: 115409, Россия, г. Москва, Каширское шоссе, 31; 347360, Россия, Ростовская обл.,  
г. Волгодонск, ул. Ленина, 73/94, тел. (8639) 222717, E-mail: oni-viti@mephi.ru

Адрес типографии: 347360, Россия, Ростовская обл., г. Волгодонск, ул. Ленина, 73/94.

Москва  
ВИТИ(ф) НИЯУ МИФИ

## СОДЕРЖАНИЕ

---

---

Номер 1, 2013

---

---

### ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ, РАДИАЦИОННОЙ И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

- Использование криогенных технологий для утилизации ИРГ и радиоактивных аэрозолей при выбросах ОИАЭ  
*А.П.Елохин, Г.Ю.Цфасман, А.Л.Шуяков, В.Б.Воротынцев, С.В.Семенов*..... 5
- Коэффициент ослабления гамма-излучения железобетонного контейнера, предназначенного для хранения радиоактивных отходов  
*А.В.Ившин, И.И.Лощаков*..... 18
- Качество вод приплотинной части Цимлянского водохранилища в условиях цветения сине-зеленых микроводорослей  
*Е.Н. Бакаева, Н.А. Игнатова*..... 23
- Биоиндикация экологического состояния водных экосистем территории воздействия Ростовской АЭС с использованием ферментативных показателей  
*О.И.Бейсуг*..... 29
- 

### ИЗЫСКАНИЕ, ПРОЕКТИРОВАНИЕ, СТРОИТЕЛЬСТВО И МОНТАЖ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

- Адаптация экспертной системы оценки НДС к защитной оболочке энергоблока №2 Ростовской АЭС  
*В.Н.Медведев, Александр С.Киселев, Алексей С.Киселев, А.Н.Ульянов, В.Ф.Стрижов, Е.А.Потапов*..... 33
- Сравнительные характеристики формы обратной стороны шва, полученные при сварке неповоротных стыков трубопроводов с использованием подкладных лент и методов SteelROOT, WiseROOT, STT  
*Ю.В.Доронин, В.Н.Бродягин, П.С.Кузнецов*..... 40
- 

### ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС

- Влияние компенсатора давления на логарифмический декремент затухания колебания давления в первом контуре АЭС с ВВЭР-1000  
*К.Н.Проскураков, П.А.Романов*..... 47
- Принципы регулирования АЭС с аккумуляторами тепловой энергии при изменении нагрузки энергоблока  
*В.В.Бажанов, И.И.Лощаков, А.П.Щуклинов*..... 53

Технологическое оборудование, применяемое в работах по выводу из эксплуатации блоков АЭС <i>А.И.Берела, А.Г.Федотов, С.А.Томилин</i> .....	58
Водоохлаждаемый реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя: особенности регулирования, разогрева и расхолаживания <i>А.Л.Сироткина, И.И.Лощаков</i> .....	67
О контроле состояния металла оборудования и трубопроводов АЭУ при эксплуатации <i>Е.И.Колоколов</i> .....	72
Анализ результатов контроля за тепловыми перемещениями трубопроводов <i>И.Н.Веселова, Я.А.Шевцова</i> .....	78
Интегрированная логистическая поддержка ТОиР оборудования как современный фактор повышения культуры безопасности АЭС <i>Н.Н. Подрезов, П.А. Гунин, В.Н. Никифоров, О.Ю. Пугачёва, В.Ф. Гольдберг</i> .....	84

---

## СОЦИАЛЬНО-ПРАВОВЫЕ АСПЕКТЫ РАЗВИТИЯ ТЕРРИТОРИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС

Ядерный кодекс Российской Федерации – первый шаг к кодификации ядерного законодательства России <i>В.Т.Корниенко</i> .....	87
Правовые аспекты экологической безопасности эксплуатации АЭС <i>Н.В.Абросимова</i> .....	91
Актуальные вопросы создания эффективной системы подготовки операторов ручной дуговой сварки <i>Б.П. Грузинцев, А.В. Сас</i> .....	96
Практические методы формирования приверженности культуре безопасности на индивидуальном уровне у студентов вуза <i>В.А. Руденко, Н.П. Василенко</i> .....	100
Авторский указатель номера 1, 2013.....	104

## CONTENTS

Number 1, 2013

### THE PROBLEMS OF NUCLEAR, RADIATION AND ECOLOGICAL SAFETY

The using of the cryogenic technologies for utilization of inert radioactive gases and aerosols in the process of emissions at Nuclear Power Plants <i>A.P. Elokhin, G.U. Tsfasman, A.L. Shuyakov, V.B. Vorotintsev, S.V. Semenov</i> .....	5
The reduction coefficient of gamma radiation for the ferro-concrete container designed for radioactive waste storage <i>A.V. Ivshin, I.I. Loschakov</i> .....	18
Water quality of the Tsimlyansk reservoir dam in conditions of blue-green algae blossoming <i>E.N. Bakaeva, N.A. Ignatova</i> .....	23
Biological indication of water ecosystems' ecological condition on the territory influenced by the Rostov NPP with the help of enzymes indicators <i>O.I. Beisug</i> .....	29

### SEARCH, PROJECTING, CONSTRUCTION AND ASSEMBLY OF NPP MANUFACTURING EQUIPMENT

Adaptation of expert system of stressedly-deformed state value to the protective containment of power generating unit №2 at Rostov NPP method <i>V.N. Medvedev, Alexander S. Kiselev, Alexey S. Kiselev, A.N. Ulyanov, V.F. Strizhov, E.A. Potapov</i> .....	33
Comparative characteristics of the form of joint underside, obtained in the process of butt joints welding of pipes with the help of tapes and methods "SteelRoot", "WiseRoot" and "STT" <i>Y.V. Doronin, V.N. Brodiagin, P.S. Kuznetsov</i> .....	40

### NPP EXPLOITATION

Influence of pressurizer on logarithmic decrement of pressure oscillations in primary circuit of WWER-1000 <i>K.N. Proskuryakov, P.A. Romanov</i> .....	47
The principles of regulation of nuclear power plants with thermal energy accumulators in the process of changing the power unit loading <i>V.V. Bazhanov, I.I. Loshchakov, A.P. Shchuklinov</i> .....	53
Manufacturing equipment for NPP units withdrawal <i>A.I. Berela, A.G. Fedotov, S.A. Tomilin</i> .....	58
Water-cooled reactor with supercritical pressure of heat-transfer: control, heating and cooldown peculiarities <i>A.L. Sirotkina, I.I. Loschakov</i> .....	67
About control under state of metal of NPP installations' equipment and pipelines in the process of exploitation <i>E.I. Kolokolov</i> .....	72
Analysis of results of piping thermal deformations monitoring <i>I.N. Veselova, Ya.A. Shevtsova</i> .....	78
The integrated logistic support of equipment maintenance and repair as a modern factor of NPP safety culture developing <i>N.N. Podrezov, P.A. Gunin, V. N. Nikiforov, O.Yu. Pugachyova, V.F. Goldberg</i> .....	84

### SOCIO-LEGAL ASPECTS OF DEVELOPMENT OF NPP TERRITORIES

Nuclear code of the Russian Federation – the first step towards codification of the nuclear legislation of Russia <i>V.T. Kornienko</i> .....	87
Juridical aspects of ecological safety of NPP exploitation <i>N.V. Abrosimova</i> .....	91
Topical issues of creation of the effective system for manual arc welding highly qualified operators training <i>B. P. Gruzintsev, A. V. Sas</i> .....	96
Practical methods for promoting safety culture at the individual level to the students of higher education institution <i>V.A. Roudenko, N.P. Vasilenko</i> .....	100

AuthorIndexofvol. 1, 2013.....	104
--------------------------------	-----

**ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ, РАДИАЦИОННОЙ  
И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

УДК 621.592.3+621.039.7.25.13

**ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КРИОГЕННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ  
УТИЛИЗАЦИИ ИРГ И РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ  
ПРИ ВЫБРОСАХ ОИАЭ**

© 2013 г. А.П. Елохин\*, Г.Ю. Цфасман\*\*, А.Л. Шуяков\*\*,  
В.Б. Воротынцев\*\*, С.В. Семенов\*\*

\*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва

\*\*ООО «КРИОМАШ-БЗКМ», Москва

Поступила в редакцию 11.02.2013 г.

Рассматриваются вопросы применения криогенных технологий для утилизации инертных радиоактивных газов (ИРГ) и радиоактивных аэрозолей. Проведен анализ радиоактивных выбросов АЭС и в районах расположения предприятий топливного цикла.

Показано, что наибольший вклад в формирование дозовых нагрузок на персонал и население оказывают выбросы ИРГ особенно в условиях планово-предупредительных работ (ППР).

Дано обоснование применяемым методам утилизации ИРГ и показан принцип их действия, в основе которого лежит метод охлаждения воздуха при использовании специального оборудования, его сжижение и концентрирование в нем сжиженных радионуклидов криптона и ксенона.

Рассмотрены криогенные системы утилизации и указаны их отличия при утилизации ИРГ, осуществляемой в условиях штатной работы АЭС и при ППР.

*Ключевые слова:* АЭС, радиоактивные выбросы, инертные радиоактивные газы и аэрозоли, методы охлаждения воздуха, сжижение газов, криогенные системы, криогенные технологии.

Оценки радиоактивного загрязнения окружающей среды как в условиях штатной работы объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), так и при радиационных авариях, обычно, сводится к оценке объемной и поверхностной (в следе радиоактивного облака) активности, создаваемой радиоактивными аэрозолями, поскольку последние оказывают радиационное воздействие как в результате внешнего, так и внутреннего облучения персонала, а также населения, проживающего вокруг ОИАЭ.

Анализ материалов ежегодника «Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2008 году» [1] показывает, что радиационная обстановка в районах расположения предприятий топливного цикла (ПО «МАЯК», Челябинская область; ФГУП «Горно-химический комбинат» (ГХК), Красноярский край; Сибирский химический комбинат (СХК), Томская область и т.д.), а также на АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК в целом нормальна. Наблюдаемые объемные активности выбросов таких радионуклидов как ИРГ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{60}\text{Co}$  существенно ниже допустимых, составляя по ИРГ  $2,14 \cdot 10^{13}$  (НПО «МАЯК»);  $2,0 \cdot 10^{15}$  (ГХК);  $5,7 \cdot 10^{14}$  (СХК) и, согласно НРБ – 99, не представляют опасности для населения.

В условиях обычной штатной работы на ОИАЭ, например, на АЭС эта величина, действительно, незначительна и ею можно пренебречь. Однако, в период планового профилактического ремонта (ППР) выброс может достигать значительной величины, составляя от 80 до 90% годового выброса, поскольку процесс выброса

длится достаточно короткое время (1-2 суток).

Из приведенных данных работы [1] следует, что на каждом типе указанных производств наиболее значительную величину выбросов в атмосферу составляют ИРГ, радиационные характеристики которых, наряду со значениями дозовых коэффициентов, предназначенных для оценки мощности дозы  $\beta$ -излучения  $B_{\alpha\beta}$  ( $\text{Зв} \cdot \text{м}^3/(\text{с} \cdot \text{Бк})$ ), отдельных радионуклидов приведены в таблице 1.

Радиационное воздействие инертных радиоактивных газов в силу их особых физико-химических свойств учитывают лишь при оценке внешнего облучения, полагая, что в процессе переноса радиоактивной примеси в атмосфере они полностью рассеиваются [2] и не взаимодействуют с подстилающей поверхностью. Последнее утверждение требует более тщательного анализа, поскольку выходящие из венттруб ОИАЭ ИРГ представляют собой специфическую газовую среду, плотность которой значительно больше плотности воздуха  $\rho_g = 1,29410^{-3} \text{ г/см}^3$ .

**Таблица 1.** Радионуклиды инертных радиоактивных газов \*

Радионуклид	Энергия фотонов $E_\gamma$ , МэВ	Квантовый выход $\eta$ , %	Период полураспада $T_S$	Значения дозовых коэффициентов отдельных радионуклидов $B_{\alpha\beta}$ , ( $\text{Зв} \cdot \text{м}^3/(\text{с} \cdot \text{Бк})$ )	Граничная энергия $\beta$ -излучения, $E_0$ , кэВ
Ar <sup>41</sup>	1,2936	99,1	1,83 ч	$2,42410^{-14}$	–
Kr <sup>85m</sup>	0,30447	14,1	4,48 ч	$1,4410^{-14}$	–
	0,15099	75,3			
Kr <sup>85</sup>	0,51397	0,435	10,71 года	$1,23410^{-14}$	0,672
Kr <sup>87</sup>	0,4027	48,3	1,27 ч	$6,66410^{-14}$	3,881
Kr <sup>88</sup>	2,3920	37,8	2,84 ч	$1,86410^{-14}$	0,958
	2,1959	14,9			
	1,5298	11,3			
	0,8347	13			
	0,1961	37,8			
Xe <sup>125</sup>	0,2434	28,9	17,0 ч	–	–
	0,18843	55,1			
Xe <sup>127</sup>	0,37496	20,3	36,41 дня	–	–
	0,20284	67,7			
	0,17210	23,2			
Xe <sup>133</sup>	0,089997	36,3	5,245 дня	$5,14410^{-15}$	0,346
	КХ	47			
	0,03164				
Xe <sup>135</sup>	0,2498	90,5	9,083 ч	$1,9410^{-14}$	0,909

При распространении инородного газового потока в воздушной среде соответственно поток должен либо подниматься вверх, либо опускаться вниз, в зависимости от того будет ли плотность этого газового потока  $\rho_g$  меньше или больше плотности воздуха  $\rho_a$ . Таким образом, газовая среда, распространяющаяся в воздухе с плотностью в 1,38 (по Ar), 2,9 (по Kr) и 4,57 (по Xe) раз больше плотности воздуха, согласно закону Архимеда должна в воздухе опускаться вниз. Если указанная среда радиоактивна, то она, опускаясь на подстилающую поверхность, будет создавать дозовую нагрузку как внешнего облучения, так и внутреннего – при дыхании (доза при ингаляции) в зависимости от общей величины активности в выбросе.

\* Остальные радионуклиды инертных газов имеют период полураспада меньше 1 часа и их не учитывают.

Оценка скорости гравитационного осаждения  $w$  инертных газов в воздухе получена в [3] и определяется выражением:

$$w = \sqrt[3]{2g v_k \frac{(\rho_r - \rho_e)}{\rho_e}}, \quad (1)$$

где  $g$  – ускорение свободного падения;  
 $v_k$  [см<sup>2</sup>/с] – кинематическая вязкость;  
 $\rho_e, \rho_r$  – плотность газа и воздуха соответственно.

При плотности радиоактивных инертных газов, соответственно равной  $\rho_{Ar} = 1,78 \cdot 10^{-3}$ ;  $\rho_{Kr} = 3,74 \cdot 10^{-3}$ ;  $\rho_{Xe} = 5,89 \cdot 10^{-3}$  г/см<sup>3</sup>;  $\rho_B = 1,29 \cdot 10^{-3}$  и  $v_k = 0,15$  см<sup>2</sup>/с, значения скоростей гравитационного осаждения будут равны:  $w_{Ar} = 4,32$ ;  $w_{Kr} = 5,76$ ;  $w_{Xe} = 6,11$  см/с.

Оценку объемной активности ИРГ найдем, используя аналитическое решение стационарного уравнения турбулентной диффузии [4] для приземного слоя атмосферы при постоянных продольной скорости переноса воздушного потока  $\bar{u}$ , коэффициенте турбулентной диффузии  $\bar{k}$  (например, усредненных по высоте приземного слоя атмосферы), для найденных значений скоростей гравитационного осаждения  $w$  соответствующих ИРГ, определенных по формуле (1), и равных нулю поперечной скорости переноса примеси  $v$ , постоянной релаксации примеси  $\sigma_0$ , полагая отсутствие осадков, и постоянной распада  $\lambda$  радионуклидов, рассматривая перенос последних с периодом полураспада  $T_S$  не менее двух суток.

$$A_v(x, y, z) = \frac{S(x, z)}{\sqrt{2\pi\sigma_y(x)}} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2(x)}\right), \quad (2)$$

где  $x, y, z$  – текущие координаты;  
 $S(x, z)$  – определяется формулой:

$$S(x, z) = \frac{M}{2} \exp\left(-\left[\frac{\sigma_0 x}{\bar{u}} + \frac{w^2 x}{4\bar{k}\bar{u}} + \frac{w(z-h)}{2\bar{k}}\right]\right) \left\{ \frac{\exp(-[z+h]^2 \bar{u}/4\bar{k}x) + \exp(-[z-h]^2 \bar{u}/4\bar{k}x)}{\sqrt{\bar{k}\bar{u}x}} - \frac{(2\beta-w)}{\bar{k}\bar{u}} \exp\left[-\frac{(2\beta-w)(z+h)}{2\bar{k}} + \left(\frac{2\beta-w}{2\bar{k}}\right)^2 \frac{\bar{k}x}{\bar{u}}\right] \times \right. \\ \left. \times \operatorname{erfc}\left[\left(\frac{2\beta-w}{2\bar{k}}\right) \sqrt{\bar{k}x/\bar{u}} + \frac{(z+h)}{2\sqrt{\bar{k}x/\bar{u}}}\right] \right\},$$

в которой величина  $\sigma_y^2(x)$  в формуле (2), определяется выражением, [4]:  
 $\sigma_y^2(x) = \bar{b}x^2/\bar{u}^2(1 + a\bar{b}x/\bar{k}\bar{u})$ ;  $\bar{b}, \bar{k}, \bar{u}$  – представляют собой усредненные по приземному слою с весом  $S(x, z)$  значения энергии турбулентных пульсаций  $b(z)$ , коэффициента турбулентной диффузии  $k(z)$  и скорости ветра  $u(z)$ , которые рассчитывались для каждого состояния устойчивости атмосферы;  $a$  – постоянная;  $\beta$  – скорость сухого осаждения, которую для ИРГ также полагали равной нулю. Величину мощностивыброса  $M$  определяли, используя данные таблицы 2, полагая, что в течение двух суток в атмосферу поступают радионуклиды <sup>85</sup>Kr общей активностью  $7,53 \cdot 10^{15}$  Бк.

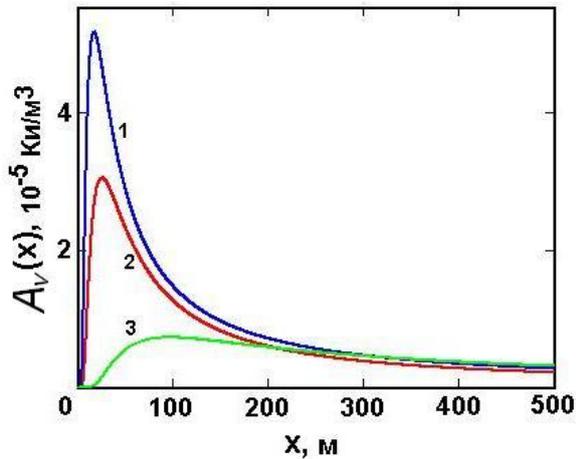


Рис. 1. Осевые распределения объемной активности  $A_v$   $^{85}\text{Kr}$  при скорости воздушного потока  $\bar{u}$  равной 5 (1); 10,7 (2); 15,3 (3) м/с

Результаты расчетов приведены на рисунках 1, 2 (а-д) на высоте  $z = 1,5$  м при эффективной высоте выброса  $H_{\text{эф}} = 100$  м. На рисунке 1 приведены осевые распределения объемной активности при различных состояниях устойчивости атмосферы, характеризуемые различной скоростью воздушного потока. Из рисунка следует, что максимум распределения уменьшается и сдвигается в сторону больших расстояний от источника с ростом скорости ветра. На больших расстояниях от источника выбросов ( $x = 500$  м) объемная активность в распределении 3 оказывается больше по сравнению с распределениями 1 и 2. Последнее обусловлено тем, что при большой скорости ветра ИРГ подхватывается ветром (сдувается от источника) и переносится на большие расстояния. Напротив, при малой скорости ветра основная масса оседает

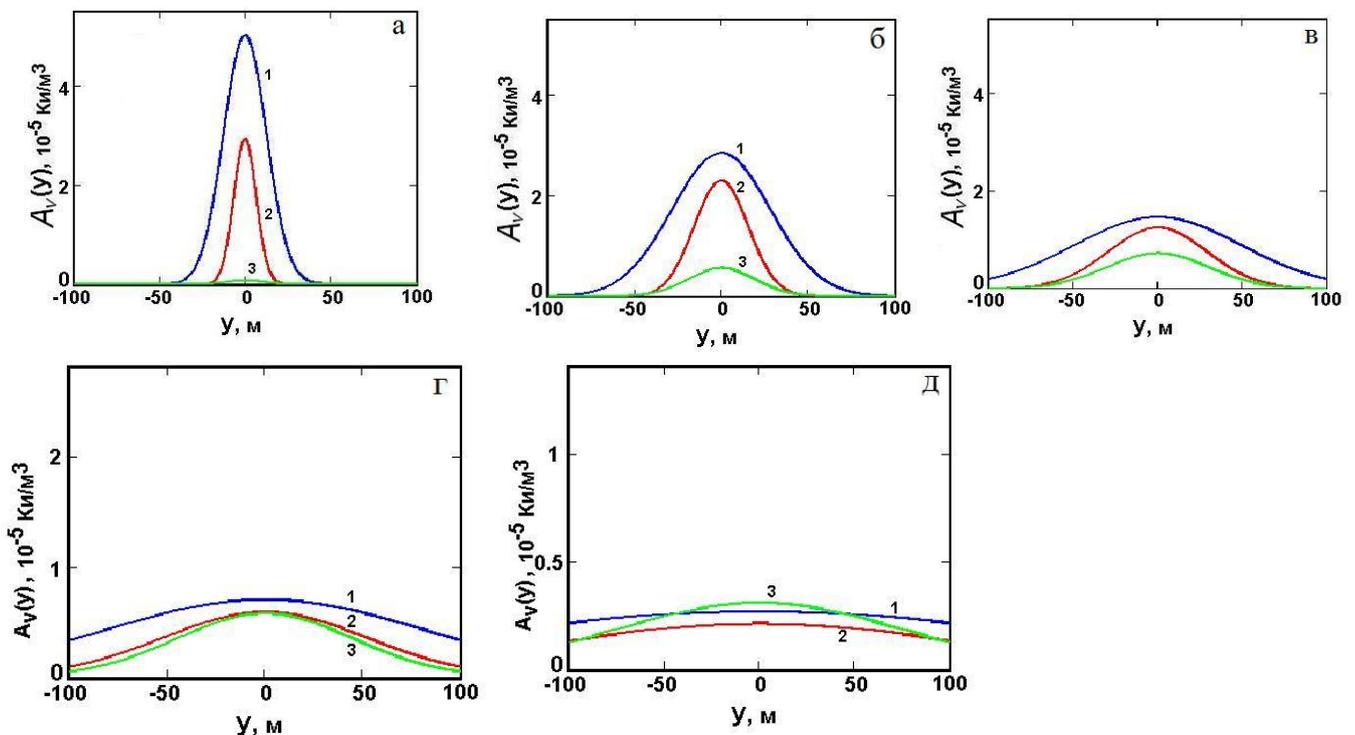


Рис. 2. Поперечные распределения объемной активности  $A_v(y)$   $^{85}\text{Kr}$  при скорости воздушного потока  $\bar{u}$  равной 5 (1); 10,7 (2); 15,3 (3) м/с на расстояниях от источника 20 (а); 50 (б); 100 (в); 200 (г); 500 (д) м вблизи источника

С ростом эффективной высоты выброса  $H_{эф}$  максимум распределения также сдвигается в сторону больших расстояний от источника выбросов. Эти результаты хорошо известны в литературе и в настоящей работе лишь подтверждают справедливость расчетной формулы.

На рисунке 2 (а-д) представлены поперечные распределения объемной активности на различных расстояниях от источника, которые также отражают динамику амплитуды и характер распределений, приведенных на рисунке 1. Действительно, значение объемной активности в максимуме поперечных распределений с ростом расстояния от источника резко уменьшается (см. кривые 1,2) на рисунках «а, б, в», а значение объемной активности кривой 3 растет. На больших расстояниях (рисунок «г») объемная активность кривых 1, 2 и 3 уже становится сравнимой, а при дальнейшем росте расстояния от источника (рисунок «д») объемная активность кривой 3 становится больше, чем в распределениях 1 и 2.

Оценку эквивалентной дозы внешнего облучения в рамках концепции лучевого равновесия [5] в зависимости от состояния устойчивости атмосферы проводили, используя полученные результаты расчета объемной активности в максимуме ее распределения и дозовые коэффициенты работы [2], по формуле:

$$H = A_v B_{\alpha\gamma} t, \quad (3)$$

где  $A_v$  (Бк/м<sup>3</sup>) – объемная активность ИРГ;

$B_{\alpha\gamma}$  – дозовый коэффициент, равный мощности эквивалентной дозы, создаваемой в ткани человека, находящегося на открытой поверхности почвы при единичной концентрации радионуклида в атмосферном воздухе [Гр·м<sup>3</sup>/(с·Бк)];

$t$  – время облучения.

Расчеты показали, что при низкой скорости воздушного потока в максимуме распределения объемной активности величина мощности дозы внешнего облучения составляет: 0,826 мЗв/час ( $\bar{u} = 5$  м/с), т.е. за сутки персонал может получить годовую дозу 20 мЗв, а за 6 часовой рабочий день 4,95 мЗв (0,5 Р). Хотя полученные оценки и не превышают интегральные нормы НРБ-99/2009 [6] для персонала, тем не менее, его дальнейшая работа на ОИАЭ, на котором могут наблюдаться такие штатные выбросы, требует повышенного индивидуального дозиметрического контроля и экологического контроля окружающей среды.

Оценка дозы при ингаляции, обусловленная воздействием  $\beta$ -излучения радионуклидов ИРГ на легкие, как правило, в литературе не рассматривается (см. например, [2]), но в рамках представленного в настоящей работе концептуального подхода решения проблемы утилизации ИРГ ее величину можно получить по формуле, аналогичной формуле (3), используя вместо дозового коэффициентов  $B_{\alpha\gamma}$  коэффициенты  $B_{\alpha\beta}$ , применяемые в [2] для оценки мощности эквивалентной дозы для незащищенной одеждой биологической ткани, учитывая тот факт, что  $\beta$ -излучение ИРГ, попадающих в легкие при дыхании, будет производить подобный эффект при воздействии на легочную ткань. Значения этих коэффициентов для различных ИРГ приведены в таблице 1.

$$H = A_v B_{\alpha\beta} t. \quad (4)$$

Тогда в области максимума кривой 1 рисунка 1 при значении объемной активности  $A_v$  равной  $1,85 \cdot 10^6$  Бк/м<sup>3</sup> за время  $t$  пребывания в зоне приземления факела

выбросов, содержащего только ИРГ, не больше периода полураспада радионуклида ( $t \leq T_S$ ), сотрудники из персонала АЭС могут получить дозы, значения которых приведены в таблице 2.

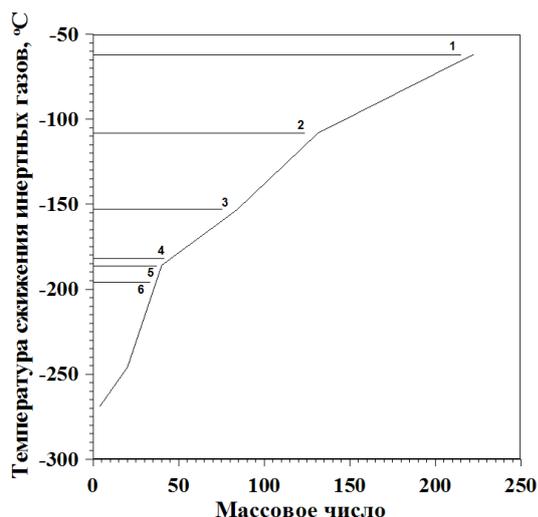
Результаты оценки показывают, что доза персонала за время его пребывания в зонерадиоактивного загрязнения для большинства радионуклидов более чем 5-10 раз превышает допустимое значение при штатной работе АЭС. Более корректные оценки указанных величин, в первую очередь, требуют уточнения модели дыхания и учета особенностей взаимодействия  $\beta$ -излучения с легочной тканью, а также привлечения численных методов решения уравнения переноса для электронов (например, в рамках модели непрерывного замедления [7, 8]) для расчета дозовых распределений в указанной легочной ткани.

**Таблица 2.** Дозовые нагрузки персонала при внутреннем  $\beta$ -облучении инертными радиоактивными газами

Радио- нуклид	Период полураспада $T_S$	Время пребывания в зоне радиоактивного загрязнения $t$ , с.	Значения дозовых коэффициентов отдельных радионуклидов $B_{\alpha\beta}, \text{Зв м}^3/(\text{с} \cdot \text{Бк})$	Доза персонала за время пребывания в зоне радиоактивного загрязнения, мЗв
Ar <sup>41</sup>	1,83 ч	–	$2,42 \cdot 10^{-14}$	–
Kr <sup>85m</sup>	4,48 ч	16128 (4,48 ч)	$1,40 \cdot 10^{-14}$	0,418
Kr <sup>85</sup>	10,71 года	21600 (6 ч)	$1,23 \cdot 10^{-14}$	0,492
Kr <sup>87</sup>	1,27 ч	13716 (3,81 ч)	$6,66 \cdot 10^{-14}$	0,986
Kr <sup>88</sup>	2,84 ч	10224 (2,84 ч)	$1,86 \cdot 10^{-14}$	0,352
Xe <sup>125</sup>	17,0 ч	21600 (6 ч)	–	–
Xe <sup>127</sup>	36,41 дня	21600 (6 ч)	–	–
Xe <sup>133</sup>	5,245 дня	21600 (6 ч)	$5,14 \cdot 10^{-15}$	0,205
Xe <sup>135</sup>	9,083 ч	21600 (6 ч)	$1,90 \cdot 10^{-14}$	0,76

Если радиоактивные аэрозоли могут быть задержаны путем усовершенствования методов фильтрации, то задержка ИРГ оказывается достаточно трудоемкой в силу особых их физико-химических свойств, требуя специальных технологий. Вместе с тем, используя известные технологии сжижения газов при низких температурах [9] и, основываясь на том, что разные ИРГ имеют различную температуру, при которой они превращаются в жидкость\* (см. рис.3), а также учитывая тот факт, что выбросы газоаэрозольной радиоактивной примеси в атмосферу на рассматриваемых производствах осуществляются не равномерно (в сутки, месяц, год), а имеют залповый характер, то, ограничивая время выброса и направляя в заданный период времени воздушный поток, загрязненный газоаэрозольной радиоактивной примесью, в установку сжижения газов, можно добиться как разделения ИРГ от воздуха, так и выделения радиоактивных аэрозолей.

\* Лит.: Клод Ж., Жидкий воздух, пер. с франц., Л., 1930; Кеезом В., Гелий, пер. с англ., М., 1949; Герш С. Я., Глубокое охлаждение, 3 изд., ч. 1–2, М.–Л., 1957–60; Разделение воздуха методом глубокого охлаждения, т. 1–2, М., 1964; Техника низких температур, М.–Л., 1964; Новые направления криогенной техники, пер. с англ., М., 1966; Фастовский В. Г., Петровский Ю. В., Ровинский А. С., Криогенная техника, М., 1967; Криогенная техника за рубежом, М., 1967.



**Рис. 3.** Зависимость температуры сжижения инертных газов при нормальном атмосферном давлении как функции их массового числа. Цифрами отмечена температура сжижения соответственно: 1 – Rn; 2 – Xe; 3 – Kr; 4 – Ar; 5 – O<sub>2</sub>; 6 – N<sub>2</sub>

Использование подобных технологий позволит полностью закрыть вопрос о радиоактивных газоаэрозольных выбросах в атмосферу и, таким образом, существенно улучшить экологическую обстановку окружающей среды для персонала и населения в районе объектов использования атомной энергии.

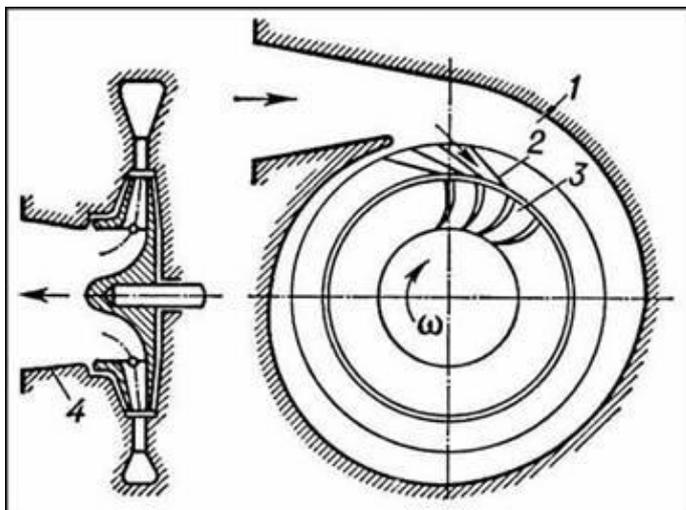
Сжижение газов может быть осуществлено за счет эффектов их охлаждения при использовании необратимого эффекта Джоуля – Томсона, основанного на дросселировании газа через полупроницаемую перегородку, или методе охлаждения газа при его адиабатическом\*\* расширении и совершении внешней работы, являющемся обратимым процессом [10]. Однако для метода Джоуля – Томсона характерна некая пороговая температура газа, называемая температурой инверсии  $T_{инв}$ , зависящая от вида газа, при которой газ Ван-дер-Ваальса, проходя через полупроницаемую перегородку, не изменяет свою температуру. В связи с чем в процессе Джоуля – Томсона при  $T < T_{инв}$  будет наблюдаться охлаждение газа, а при  $T > T_{инв}$  – его нагревание. По сравнению с методом адиабатического охлаждения метод, основанный на эффекте Джоуля – Томсона, обладает большей простотой. В нём не возникает проблемы смазки, поскольку используемая аппаратура не содержит никаких подвижных частей, работающих при низких температурах. Однако за эту простоту приходится платить значительной потерей эффективности охлаждения и необходимостью работать при высоких давлениях с использованием больших количеств газа. Напротив, охлаждение при адиабатическом расширении с совершением внешней работы является более эффективным, чем при дросселировании, поскольку обратимость процесса в используемых для этих целей механических устройствах обеспечивает большой коэффициент полезного действия.

В работе [3] показано, что как идеальный газ, так и газ Ван-дер-Ваальса охлаждаются при обратимом адиабатическом расширении. Таким образом, применение для охлаждения газа обратимого адиабатического процесса имеет принципиальное преимущество по сравнению с использованием эффекта Джоуля-Томсона, связанное с отсутствием явления инверсии. Однако для реализации этого преимущества возникает необходимость создания технических устройств, в которых газ должен совершать механическую работу над внешними телами, например, над поршнем или турбиной. Только в этом случае расширение газа может быть обратимым.

Машины, служащие для получения низких температур за счет расширения газа с

\*\* Адиабатный процесс - процесс, происходящий в физической системе без теплообмена с окружающей средой. Адиабатные процессы могут протекать обратимо и необратимо. В случае обратимого адиабатного процесса энтропия системы остаётся постоянной, в связи с чем такой процесс называют ещё *изоэнтропийным*.

совершенением им механической работы, получили названия детандеров. Поршневые детандеры – машины объёмного периодического действия, в которых потенциальная энергия сжатого газа преобразуется во внешнюю работу при расширении отдельных порций газа, перемещающих поршень. Для охлаждения больших количеств газа наибольшее распространение получили турбодетандеры, в которых вместо поршня используется турбина. Обеспечение работоспособности детандеров и турбодетандеров в условиях низких температур является достаточно сложной технической задачей.



**Рис. 4.** Схема центростремительного реактивного турбодетандера П.Л. Капицы: 1 – спиральный подвод газа; 2 – направляющий сопловой аппарат; 3 – ротор; 4 – отводной диффузор. (БЭС. Детандер)

В таблице 3 приведены показатели основных физических свойств инертных газов.

**Таблица 3.** Свойства элементов VIII-A подгруппы

Свойство	Элемент					
	гелий	неон	аргон	криптон	ксенон	радон
Порядковый номер элемента	2	10	18	36	54	86
Относительная атомная масса	4,003	20,180	39,948	83,80	131,29	222,018
Температура плавления, °С	-272,15	-248,6	-189,4	-157,2	-111,8	-71,0
Температура кипения, °С	-268,9	-246,8	-185,9	-153,4	-108,1	-62,0
Плотность г/см <sup>3</sup> при нормальных условиях	0,18	0,9	1,78	3,74	5,89	9,96
Степени окисления	0	0	0	0, +2, +4	0, +2, +4, +6, +7	0

В подгруппу инертных газов входят элементы: гелий, неон, аргон, криптон, ксенон, радон.

Как известно, разделение жидкого воздуха на кислород и азот основано на разнице температур их кипения: температура кипения жидкого азота -196 °С, а жидкого кислорода -182,9 °С при нормальном атмосферном давлении.

Подобный эффект, очевидно, может служить основанием для выделения жидких ИРГ от азота с кислородом, из которых последние могут быть использованы для нужд предприятия, а жидкие ИРГ утилизированы.

Анализ литературы по использованию криогенных технологий для утилизации ИРГ показал, что аналогов комплекса концентрации и утилизации криогенными методами инертных радиоактивных газов, образующихся при постоянной вентиляции и проведении плановых продувок блоков АЭС и других предприятий атомной промышленности не обнаружено. Тем не менее, поставленная задача, по мнению авторов, имеющих большой практический опыт работы в области криогенного машиностроения, может быть решена двумя основными методами – методом ректификации и методом адсорбции, достоинства и недостатки которых послужат правилом отбора одного из них.

Процесс ректификации основан на явлении конденсации кислорода в азотно-кислородной жидкости с одновременным испарением из нее азота [11]. Сущность процесса состоит в том, что образующуюся при испарении жидкого воздуха парообразную смесь азота и кислорода пропускают через жидкость с меньшим содержанием кислорода. Поскольку жидкость содержит меньше кислорода и больше азота, она имеет более низкую температуру (см. рис. 3), чем проходящий через нее пар. Это вызывает конденсацию кислорода из пара и обогащение им жидкости и одновременное испарение из жидкости азота, т.е. обогащение им паров над жидкостью. Рассматриваемый процесс происходит при непосредственном соприкосновении пара с жидкостью и повторяется много раз до тех пор, пока не получится пар, состоящий почти из одного азота, и жидкость, представляющая собой почти чистый кислород. Технологически этот процесс осуществляется в ректификационных колоннах.

Адсорбцией называется процесс поглощения газов, паров и жидкостей твердыми веществами с высокопористой структурой – адсорбентами\* (силикагель, активная окись алюминия, цеолиты и т.п.). В основе метода адсорбции лежит избирательная способность адсорбции молекул различных газов.

Основным достоинством метода является тот факт, что адсорбент не расходуется, а периодически подвергается регенерации для восстановления его свойств. Адсорбционный метод широко применяется для разделения смесей Ne - He и Kr - Xe.

Выделение радионуклида  $^{41}\text{Ar}$  из воздуха может быть осуществлено методом ректификации в объеме до 80 - 86 % от исходного количества, однако, подобный метод не оправдывает себя в силу небольшого периода полураспада радионуклида, а выделение радионуклидов Kr и Xe из воздуха этим методом потребует сложного и дорогого оборудования. Напротив, методом адсорбции выделение Ar из воздуха практически не осуществимо, в связи со слабой различимостью адсорбентом молекул Ar и  $\text{O}_2$ , а вот выделение радионуклидов Kr и Xe из воздуха возможно в достаточно полном объеме и, кроме того, выделенный концентрат Kr + Xe, растворенный в жидком воздухе допускает длительное хранение при криогенных температурах.

Таким образом, из всей совокупности рассматриваемых ИРГ в выбросах ОИАЭ следует остановиться на технологиях, основанных на методе адсорбции, позволяющем утилизировать Kr и Xe и являющемся наименее затратным. Что же касается радиоактивных аэрозолей, сопровождающих выбросы ИРГ, то они будут задерживаться при предварительной осушке воздуха, а затем утилизированы как твердые радиоактивные отходы.

---

\* Силикагель представляет собой твердое, стекловидное, химически инертное, однородное, высокопористое вещество, состоящее на 99% из двуокиси кремния  $\text{SiO}_2$ . Активный глинозем содержит 92% окиси алюминия, остальное – различные примеси; химически инертен, не ядовит, не растворяется в воде, применяемый для осушки воздуха; Цеолиты – алюмосиликаты со сложной кристаллической структурой. Активированный уголь – одна из форм углерода с несовершенной структурой, практически не содержащая примесей. А.у. имеет огромное количество пор и поэтому обладает очень большой поверхностью, вследствие чего обладает высокой адсорбцией, широко применяется в атомной промышленности и других областях как адсорбент.

Таким образом, технические предложения по комплексу концентрации и утилизации ИРГ, образующихся при штатных выбросах ОИАЭ, в соответствии с исходными данными сводятся к двум системам:

1. Системе концентрации и утилизации ИРГ, предназначенной для режима постоянной вентиляции энергоблока;

2. Системе концентрации и утилизации ИРГ, предназначенной для режима плановых продувок реактора (ППР).

Технологический процесс при работе каждой из систем сводится к следующему.

Для каждой из систем общим является сжатие вентилируемого воздуха для возможности передачи его по коммуникациям и обеспечения процессов охлаждения и адсорбции (~ 1,5 бар для режима постоянной вентиляции и ~ 6-8 бар для режима плановых продувок).

Сжатый воздух проходит охлаждение в блоках предварительного охлаждения до +5°C, очистку и осушку от влаги до точки росы  $\approx -70$  °C с применением холодильных установок. В теплообменниках производится охлаждение воздуха до приемлемой для качественной адсорбции температуры (-170 °C) за счет утилизации холода, образующегося в процессе дросселирования или при работе турбодетандеров. Охлажденный воздух поступает в адсорберы с активированным углем, в которых происходит адсорбция газов, в основном, O<sub>2</sub>, Kr и Xe [12]. Очищенный от ИРГ воздух поступает в турбодетандер и далее в полость обратного потока теплообменника, где охлаждает воздух прямого потока. *Прогретый очищенный от ИРГ воздух сбрасывается в атмосферу.*

По окончании времени защитного действия адсорбера производится переключение системы на другой адсорбер. Насыщенный смесью Kr и Xe а также кислородом адсорбер подвергается регенерации при температуре 50 °C. Выделенная смесь газов - O<sub>2</sub>+1% (Kr и Xe) удаляется в газгольдер. С целью дальнейшей концентрации ИРГ применяется вторая ступень адсорбции. Газ из газгольдера подается в теплообменник, охлаждается и поступает во второй адсорбер. При его насыщении и регенерации выделяется смесь газов - O<sub>2</sub>+10% (Kr и Xe), которую возможно утилизировать. Утилизация производится в специальных криогенных сосудах, имеющих внешнее охлаждение жидким азотом. Такая система утилизации при условии ее полной герметичности по смеси и периодической подпитки жидким азотом позволяет надежно в течение длительного времени выдерживать ИРГ до безопасного состояния. На рисунке 5 приведена обобщенная схема системы концентрации и утилизации ИРГ.

Оборудование холодообразования системы концентрации и утилизации ИРГ при режиме постоянной вентиляции работает по рефрижераторному принципу, полностью исключая загрязнение ИРГ. Рефрижератор целесообразно использовать при давлении в цикле  $\approx 20$  бар. Подпитка рефрижератора осуществляется сбросным очищенным воздухом, сбрасываемым из адсорбера. Целесообразно часть холодного воздуха из цикла рефрижератора отбирать в ректификационную колонну для получения жидкого азота, используемого для технологических целей и в сосудах утилизации ИРГ. Поскольку рассматривается проблема утилизации радиоактивных газов, то системы, осуществляющие утилизацию последних обязательно должны содержать элементы радиационного контроля, к которым следует отнести гамма-датчики мощности дозы внешнего облучения и спектрометрические датчики, используемые для определения спектрального состава ИРГ входящего воздушного потока и спектрального состава ИРГ, находящихся в сжиженном состоянии на выходе из системы.

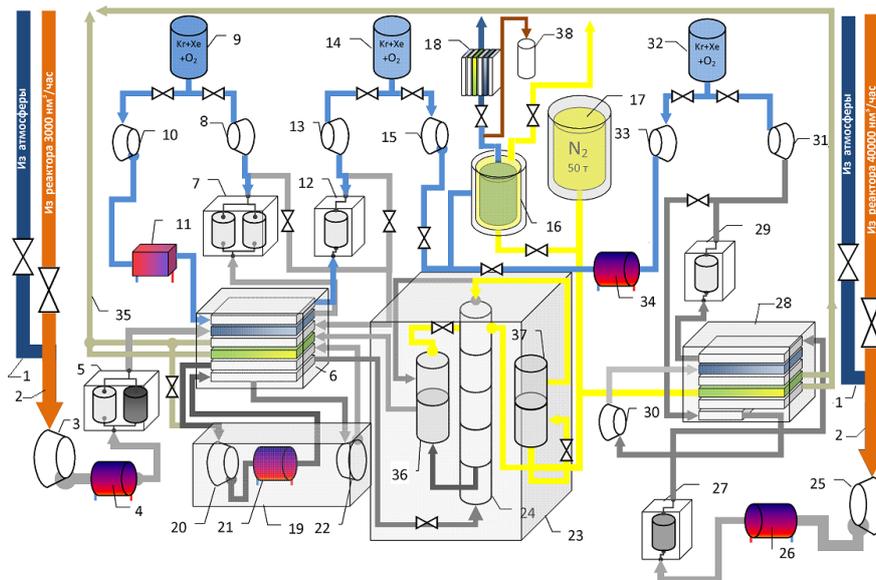


Рис. 5. Принципиальная схема (общей) криогенной системы (КС) концентрации и утилизации ИРГ

- |  |  |  |
|--|--|--|
| 1. Подводящий трубопровод из атмосферы;              | 13. II вакуумный насос;                                | 27. II блок комплексной очистки (БКО);                         |
| 2. Подводящий трубопровод из реактора;               | 14. II газгольдер;                                     | 28. II многопоточный теплообменник;                            |
| 3. I компрессор низкого давления;                    | 15. III компрессор низкого давления;                   | 29. Блок адсорбера КС ППР;                                     |
| 4. I блок предварительного охлаждения воздуха с ИРГ; | 16. Хранилище выделенных ИРГ;                          | 30. II турбодетандер;  |
| 5. I блок комплексной очистки (БКО);                 | 17. Криогенный сосуд – хранилище жидкого азота;        | 31. III вакуумный насос;                                       |
| 6. I многопоточный теплообменник;                    | 18. Испаритель атмосферный;                            | 32. III газгольдер;  |
| 7. I блок переключающихся адсорберов;                | 19. Рефрижератор замкнутого цикла;                     | 33. IV компрессор низкого давления;                            |
| 8. I вакуумный насос;                                | 20. Компрессор рефрижератора;                          | 34. III теплообменник;   |
| 9. I газгольдер;                                     | 21. Блок предварительного охлаждения рефрижератора;    | 35. Трубопровод выброса очищенного от ИРГ воздуха в атмосферу; |
| 10. II компрессор низкого давления;                  | 22. II турбодетандер;                                  | 36. Переохладитель кубовой жидкости;                           |
| 11. Охладитель воздуха с ИРГ;                        | 23. Блок ректификации;                                 | 37. Переохладитель жидкого азота;                              |
| 12. II блок адсорбции;                               | 24. Колонна ректификации для КС ППР;                   | 38. Баллон с гелием  |
|  | 25. Компрессор среднего давления;                      |  |
|  | 26. II блок предварительного охлаждения воздуха с ИРГ; |  |

На рисунке 6 приведена принципиальная схема выделения радионуклидов ИРГ из воздушного потока специальных вентиляционных систем, по которым отводятся радионуклиды, прошедшие предварительную очистку совместно с системой радиационного контроля, представленной в работе [13] и ксеноновым гамма-детектором (КГД), используемым в качестве спектрометрического датчика и не требующим низкотемпературного охлаждения [14].

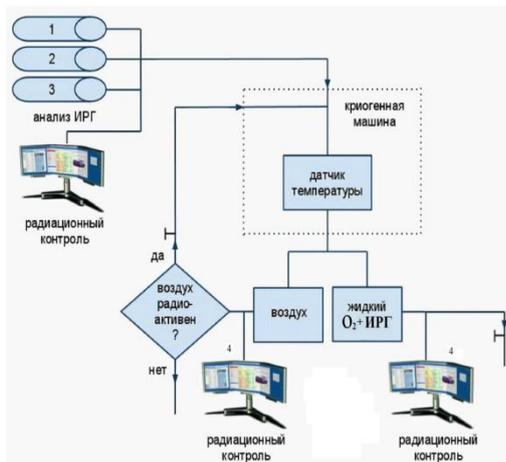


Рис. 6. Принципиальная схема работы криогенной системы для выделения ИРГ при сжижении воздуха. 1 – проточная, 2 – непроточная ионизационные камеры системы радиационного контроля; 3 – ксеноновый спектрометр; 4 – радиационный контроль, осуществляемый полупроводниковыми гамма-спектрометрами

Напротив, на выходе продуктов утилизации целесообразно использовать полупроводниковые гамма-спектрометры, разрешающая способность которых выше, чем ксенонового спектрометра, но требующего низкотемпературного охлаждения.

Но поскольку технология хранения сжиженных ИРГ осуществляется в жидком воздухе в специальных криогенных сосудах, имеющих внешнее охлаждение жидким азотом, постольку альтернатива использования других спектрометров кроме полупроводниковых на выходе продуктов утилизации исключается автоматически. Работа систем радиационного контроля даст возможность определить радиационный фон в технологическом процессе утилизации ИРГ, а также контролировать степень очистки *прогретого и очищенного от ИРГ воздуха, сбрасываемого в атмосферу.*

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2008 году. Ежегодник [Текст] / Под ред. С.М. Вакуловского. – Обнинск: ИПМ ГУ «НПО «ТАЙФУН», 2009. – 297 с.
2. Гусев, Н.Г. и др. Радиоактивные выбросы в биосфере. Справочник [Текст] / Н.Г. Гусев, В.А. Беляев – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 224 с.
3. Елохин, А.П. и др. К вопросу об использовании криогенных технологий для утилизации ИРГ и радиоактивных аэрозолей при выбросах ОИАЭ [Текст] / А.П. Елохин, Г.Ю. Цфасман, А.Л. Шуяков, В.Б. Воротынцев, С.В. Семенов // Ядерные измерительно-информационные технологии (NuclearMeasurement&InformationTechnologies). – №3(43). – 2012. – С.6–39.
4. Лайхтман, Д.Л. Физика пограничного слоя атмосферы [Текст] / Д.Л. Лайхтман. – Л. : Изд-во «Гидромет», 1970. – 340 с.
5. Иванов, В.И. Курс дозиметрии [Текст] / В.И. Иванов, 3-е изд., перераб. и доп. – М. : Атомиздат, 1978. – 392 с.
6. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПин 2.6.1.2523-09 [Текст]. – М., 2009.
7. Елохин, А.П. и др. Численный метод приближенного решения уравнения переноса для быстрых электронов в плоских гетерогенных барьерах [Текст] / А.П. Елохин, В.А. Веселов, А.А. Шкурпелов // Атомная энергия. – 1982. – Т. 52. – Вып. 6. – С. 433–434.
8. Елохин, А.П. и др. Метод расчета пространственных распределений мощности дозы и плотности тока заряженных частиц для многослойных барьеров при гамма-нейтронном облучении [Текст] / А.П. Елохин, В.А. Артемьев // Специальные вопросы атомной науки и техники (СВАНТ). Серия «Методики и программы численного решения задач математической физики». – М. : ЦНИИАТОМИНФОРМ. 1986. – Вып. 1. – С. 60–67.
9. Разделение воздуха методом глубокого охлаждения [Текст] / под ред. В.И. Епифановой, Л.С. Аксельрода, 2 изд. – Т. 1–2. – М., 1973.
10. Ландау, Л.Д. и др. Статистическая физика [Текст] / Л.Д. Ландау, Е.М. Лифшиц. – М. : Наука, 1976. – 584 с.
11. Глизманенко, Д.Л. Получение кислорода [Текст] / Д.Л. Глизманенко. – М. : Химия, 1972. – 752 с.
12. Головкин, К.А. Криогенное производство инертных газов [Текст] / К.А. Головкин. – Л. : Машиностроение, 1983. – 415 с.
13. Елохин, А.П. и др. Дозиметрическая система для определения мощности выброса газоаэрозольной радиоактивной примеси в условиях радиационных аварий [Текст] / А.П. Елохин, Д.Ф. Рау, А.Н. Ткачев, А.Д. Румянцев, В.М. Беркович, Р.С. Хлопотин // Атомная энергия. – 2009. – Т. 107. – Вып. 6. – С. 321–328.
14. Власик, К.В. и др. Автоматизированная система на основе ксеноновых гамма-спектрометров для контроля газообразных радиоактивных выбросов ядерного реактора [Текст] / К.В. Власик, В.М. Грачев, В.В. Дмитренко, Т.С. Дружинина, Ф.Г. Котлер, С.Е. Улин, З.М. Утешев, С.С. Муравьев-Смирнов // Ядерные измерительно-информационные технологии (NuclearMeasurement&InformationTechnologies). – 2004. – №2(10). – С. 45–53.

## The using of the cryogenic technologies for utilization of inert radioactive gases and aerosols in the process of emissions at Nuclear Power Plants

A.P. Elokhin\*, G.U. Tsfasman\*\*, A.L. Shuyakov\*\*, V.B. Vorotintsev\*\*, S.V. Semenov\*\*

\* *National Research Nuclear University «MEPhI», 31, Kashirskoye highway, Moscow 115409*

*e-mail: kaf2@mephi.ru ; APElokhin@mephi.ru ; elokhin@yandex.ru*

\*\* *LTD «Cryomash-BPCI», 67-65, Lenin avenue, Balashiha, Russia 143900*

*e-mail: g.tsfasman@cryotec.ru ; e-mail: semenov\_sv@cryobzkm.ru*

**Abstract**– The issues of using of cryogenic technologies for the utilization of inert radioactive gases (IRG) and radioactive aerosols are considered. Radioactive discharges in the areas of location of NPPs and plants with fuel cycle facilities have been analyzed.

The greatest contribution to the build-up of radiation doses on the personnel and local residents is shown to be made by IRG emissions, especially in conditions of scheduled preventive maintenance (SPM).

Justification is given to the IRG recovery methods applied, and their functional principle is shown, the basis of which is the method of air cooling using special equipment, its liquefaction and concentrating of the liquefied krypton and xenon radionuclides in it.

Cryogenic recovery systems are considered, and their differences at IRG recovery are specified for the conditions of regular NPP operation and SPM.

*Keywords:* NPP, radioactive emissions, inert radioactive gases and aerosols, air cooling methods, liquefaction of gases, cryogenic systems, cryogenic technologies.

**ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ, РАДИАЦИОННОЙ  
И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

УДК 621.039.74

**КОЭФФИЦИЕНТ ОСЛАБЛЕНИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ  
ЖЕЛЕЗОБЕТОННОГО КОНТЕЙНЕРА, ПРЕДНАЗНАЧЕННОГО  
ДЛЯ ХРАНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ<sup>1</sup>**

© 2013 г. А.В. Ившин, И.И. Лошаков

*ФГБОУ ВПО «Санкт-Петербургский государственный политехнический университет»,  
Санкт-Петербург*

Поступила в редакцию 20.02.2013 г.

Смоделировано ослабление гамма-квантов защитным железобетонным контейнером. Рассчитаны коэффициенты ослабления эквивалентной дозы, которые можно использовать для обоснования защитных свойств контейнера.

*Ключевые слова:* железобетонный контейнер, коэффициент ослабления эквивалентной дозы, хранение радиоактивных отходов.

Радиоактивные отходы (РАО), образующиеся на атомных электрических станциях, требуют особого обращения. Для транспортировки и временного хранения их помещают в специальные контейнеры, которые должны обеспечить необходимую биологическую защиту.

При загрузке контейнера радиоактивным материалом требуется определить мощность эквивалентной дозы на поверхности упаковки, которая не должна превышать нормируемые значения.

Инженерный расчет биологической защиты позволяет быстро определить необходимую толщину защиты и количество загружаемых РАО. Такой метод основан на использовании интегральных характеристик (кратность ослабления, факторы накопления), которые получены для точечных изотропных источников [1] и имеют практическое применение при обосновании радиационной безопасности.

В данной работе рассчитаны подобные характеристики для протяженного изотропного источника с учетом рассеянного излучения, геометрии и материалов контейнера. В диапазоне энергий от 0,1 до 1,9 МэВ определены коэффициенты ослабления гамма-излучения на поверхности контейнера и на расстоянии 1 м. Используя коэффициенты ослабления, рассчитаны предельно допустимые мощности эквивалентной дозы исходного излучения.

*Постановка задачи.* Для расчета коэффициента ослабления необходимо знать плотность потока гамма-квантов. С помощью программы МСС 3D [2] смоделировано взаимодействие гамма-излучения (фотоэффект, комптоновское рассеяние, образование электрон-позитронных пар) со стенкой контейнера и определена плотность потока.

Создана объемная модель контейнера, выполненного из бетона плотностью 2,34 г/см<sup>3</sup> в форме параллелепипеда: внешний габарит 1200x1200x1430 мм, внутренние размеры 960x960x1150 мм, толщина нижней стенки 120 мм, боковой стенки 120 мм, крышки 160 мм. Рассмотрен предельный случай, когда загрязненный слой располагается вдоль одной внутренней стенки. Источник гамма-излучения имеет изотропное угловое распределение. Поток гамма-квантов регистрируется 18

<sup>1</sup> Исследование выполнено при поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации, соглашение № 14.В37.21.0317. (Сноска на название статьи)

детекторами, расположенными на поверхности контейнера и на расстоянии 1 м (рис. 1).

Коэффициент ослабления гамма-излучения  $K_{осл.}$  – отношение эквивалентных доз исходного ( $H_0$ ) и ослабленного излучений ( $H_d$ ):

$$K_{осл.} = \frac{H_0}{H_d}$$

В таблице 1 представлены значения коэффициента ослабления, а на рисунке 2 – его изменение в зависимости от исходной энергии гамма-излучения. Данные приводятся для двух точек (на поверхности контейнера и на расстоянии 1 м), расположенных на высоте  $H=715$  мм.

Расчет показал, что относительная погрешность коэффициента ослабления уменьшается при увеличении количества зарегистрированных гамма-квантов. С увеличением энергии исходного излучения коэффициент ослабления уменьшается (рис. 2).

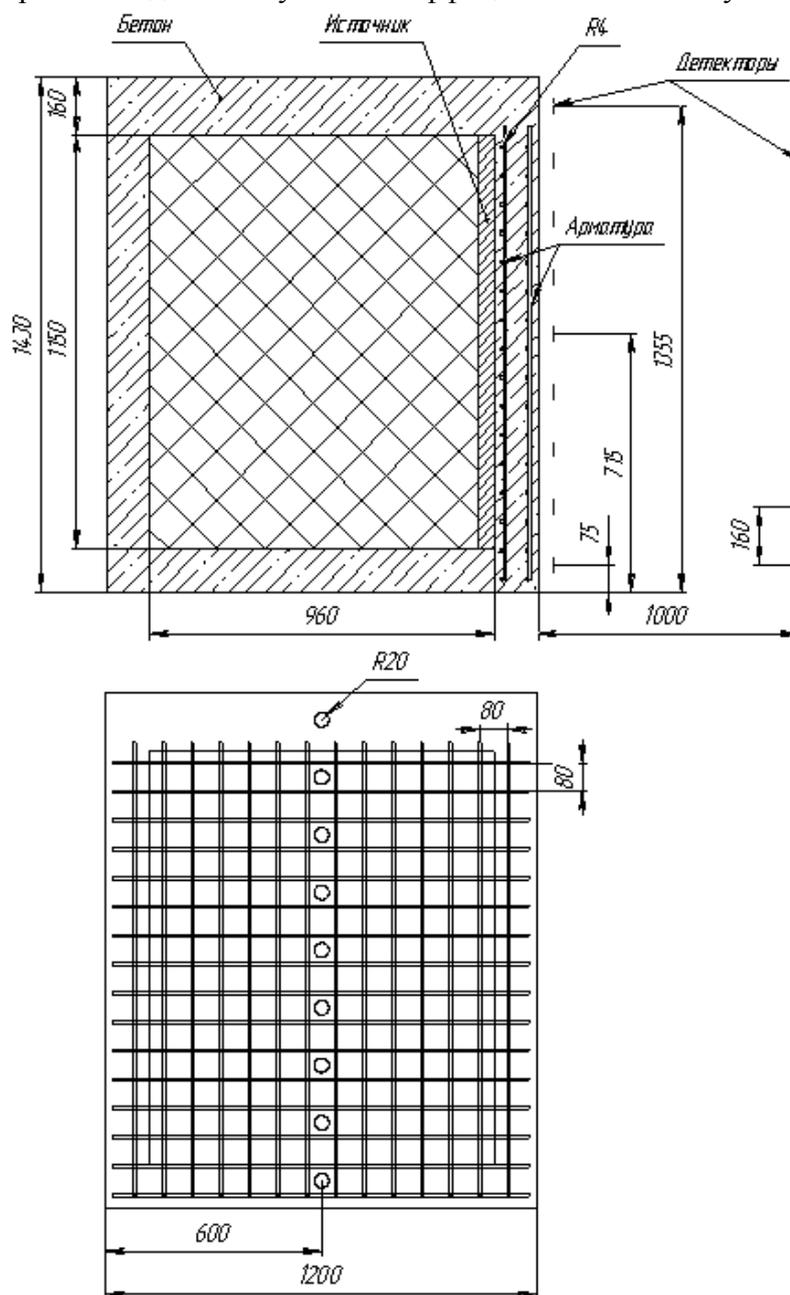


Рис. 1. Проекция контейнера (главный вид, вид справа)

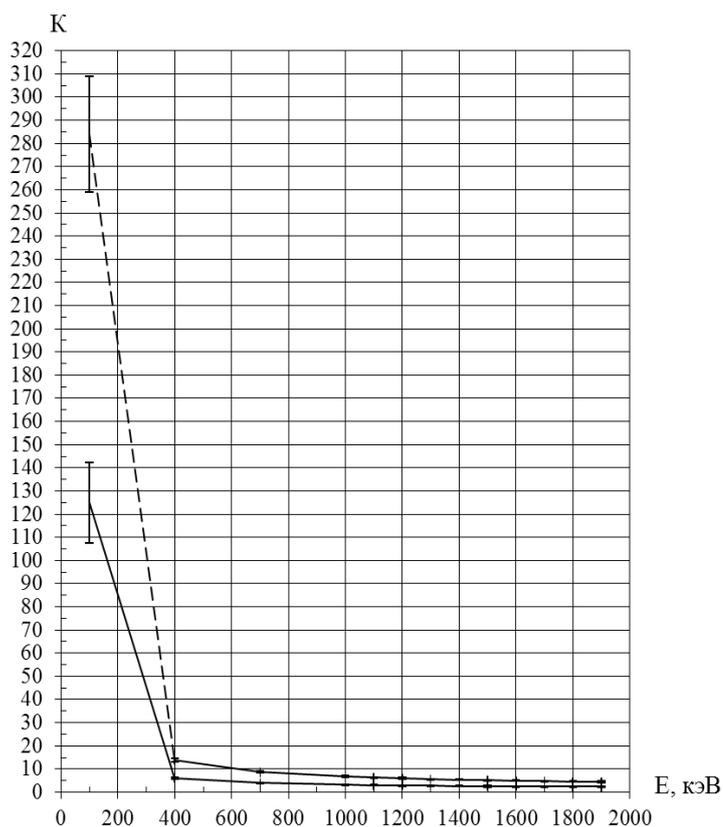


Рис. 2. Зависимость коэффициента ослабления от исходной энергии гамма-излучения (--- на поверхности контейнера, — на расстоянии 1 м)

Таблица 1. Коэффициент ослабления гамма-квантов

$E_\gamma$ , кэВ	$K_{осл.}$	
	на поверхности	на расстоянии 1 м
100	$284 \pm 25$	$125 \pm 17$
400	$13,9 \pm 0,6$	$6,1 \pm 0,5$
700	$8,6 \pm 0,4$	$3,9 \pm 0,3$
1000	$6,8 \pm 0,3$	$3,2 \pm 0,3$
1100	$6,3 \pm 0,3$	$3,0 \pm 0,3$
1200	$5,9 \pm 0,3$	$2,8 \pm 0,3$
1300	$5,5 \pm 0,3$	$2,7 \pm 0,2$
1400	$5,3 \pm 0,3$	$2,7 \pm 0,2$
1500	$5,1 \pm 0,3$	$2,5 \pm 0,2$
1600	$4,9 \pm 0,2$	$2,4 \pm 0,2$
1700	$4,8 \pm 0,2$	$2,4 \pm 0,2$
1800	$4,6 \pm 0,2$	$2,3 \pm 0,2$
1900	$4,5 \pm 0,2$	$2,3 \pm 0,2$

Согласно нормам радиационной безопасности, регламентируются предельно допустимые уровни мощности эквивалентной дозы ( $H_{НРБ}$ ) на поверхности упаковки и на расстоянии 1 м. С помощью коэффициентов ослабления рассчитаны значения мощности эквивалентной дозы ( $H_{дон.}$ ) исходного излучения, которые после ослабления

защитой будут удовлетворять требуемым уровням (см. табл. 2):

$$H_{доп.} = K_{осл.} \cdot H_{НРБ},$$

где  $K_{осл.}$  – коэффициент ослабления;

$H_{НРБ}$  – мощность эквивалентной дозы, соответствующая нормам радиационной безопасности (на поверхности контейнера не более 2,0 мЗв/ч, на расстоянии 1 м от поверхности – 0,1 мЗв/ч).

**Таблица 2.** Предельно допустимая мощность эквивалентной дозы неослабленного моноэнергетического гамма-излучения

$E_\gamma$ , кэВ	$H_{доп.}$ , мЗв/ч	
	на поверхности	на расстоянии 1 м
100	568±50	12,5±1,7
400	27,7±1,3	0,61±0,05
700	17,2±0,8	0,39±0,03
1000	13,6±0,7	0,32±0,03
1100	12,6±0,6	0,3±0,03
1200	11,9±0,6	0,28±0,03
1300	11,1±0,6	0,27±0,02
1400	10,7±0,5	0,27±0,02
1500	10,2±0,5	0,25±0,02
1600	9,8±0,5	0,24±0,02
1700	9,5±0,5	0,24±0,02
1800	9,1±0,5	0,23±0,02
1900	8,9±0,5	0,23±0,02

Источником радиоактивного загрязнения обычно является смесь радиоактивных нуклидов, испускающих гамма-кванты определенных энергий. Таким образом, предельно допустимая мощность эквивалентной дозы исходного гамма-излучения будет определяться суммарным вкладом каждого нуклида:

$$H_{доп.} = \sum_{(i)} H_{доп.}$$

*Заключение.* В ходе исследования железобетонного контейнера, предназначенного для транспортировки и временного хранения радиоактивных отходов, смоделировано ослабление гамма-излучения для различных энергий гамма-квантов, получены численные значения параметров, определяющих радиационную характеристику контейнера, с оценкой погрешности вычисления.

С увеличением энергии гамма-излучения коэффициент ослабления уменьшается: на поверхности контейнера от 284 до 4,5, на расстоянии 1 м от 130 до 2,3 (рис. 2). Относительная погрешность коэффициента ослабления определяется набранной статистикой в детекторе. Чтобы уменьшить погрешность получаемых результатов, необходимо увеличить количество моделируемых событий в несколько раз, что прямо пропорционально увеличению времени расчета. По сравнению с результатами работы [3] увеличение количества моделируемых событий с  $3 \cdot 10^6$  до  $10^9$  позволило уменьшить относительную погрешность на 2–5 %. Таким образом, необходимо находить компромисс между временем расчета и погрешностью желаемых результатов. В

дальнейшем планируется уменьшить геометрическую модель, рассмотрев симметричную область, что позволит уменьшить в несколько раз время моделирования.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Машкович, В.П. и др.* Защита от ионизирующих излучений: Справочник – 4-е изд. [Текст] / В.П. Машкович, А.В. Кудрявцева. – М. : Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.
2. *Багаев, К.А. и др.* Программа для имитационного трёхмерного моделирования систем детектирования и регистрации ионизирующего излучения на базе развитого графического интерфейса [Текст] / К.А. Багаев, С.С. Козловский, И.Э. Новиков // АНРИ. – 2007. – №4 – С. 35–40.
3. *Лощаков, И.И. и др.* Расчет ослабления гамма-излучения защитным железобетонным контейнером [Текст] / И.И. Лощаков, Г.Г. Куликова, В.И. Лебедев, А.В. Ившин // Научно-технические ведомости СПбГПУ. – 2010. – №1(95) – С. 211–215.

### **The reduction coefficient of gamma radiation for the ferro-concrete container designed for radioactive waste storage**

**A.V. Ivshin\*, I.I. Loschakov\*\***

*St.-Petersburg State Politechnical University, 29 Polytechnicheskaya St., St.Petersburg, Russia 195251  
\*e-mail: ivshinav@spbstu.ru ; ivshinav@yandex.ru \*\*e-mail: aiteu@spbstu.ru*

**Abstract** – The reduction of gamma radiation with the help of protective ferro-concrete container was simulated. The reduction coefficients of equivalent dose were calculated. These coefficients can be used to substantiate the radiation safety of container.

**Keywords:** ferro-concrete container, reduction coefficient of equivalent dose, radioactive waste storage.

**ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ, РАДИАЦИОННОЙ  
И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

УДК 504.455.058:574.52.64 (470.61)

**КАЧЕСТВО ВОД ПРИПЛОТИННОЙ ЧАСТИ ЦИМЛЯНСКОГО  
ВОДОХРАНИЛИЩА В УСЛОВИЯХ ЦВЕТЕНИЯ СИНЕ-ЗЕЛЕННЫХ  
МИКРОВОДОРОСЛЕЙ**

© 2013 г. Е.Н. Бакаева, Н.А. Игнатова

*Южный отдел Института водных проблем РАН,  
ФБГУ Гидрохимический институт Росгидромета, Ростов-на-Дону*

Поступила в редакцию 10.02.2013 г.

В статье рассмотрены особенности цветения сине-зеленых микроводорослей, проблемы крупных водохранилищ. По результатам экспедиционных исследований ЮО ИВП РАН И ФГБУ «ГХИ» Цимлянского водохранилища в условиях активной вегетации сине-зеленых микроводорослей – «цветения», происходит увеличение трофности и токсичности вод. Все использованные показатели (биомасса фитопланктона, хлорофилл *a*, рН) и результаты биотестирования свидетельствуют о снижении качества вод: увеличении загрязнения и повышении токсичности.

*Ключевые слова:* Цимлянское водохранилище, класс и разряд качества вод, сине-зеленые микроводоросли, трофность, токсичность, хлорофилл *a*, цветение.

Рост антропогенного загрязнения водных экосистем и активно практиковавшееся с середины 20 века зарегулирование стока рек привели к появлению, быстрому распространению и росту процессов эвтрофикации водных объектов различных регионов. Одним из самых неблагоприятных последствий эвтрофикации является массовое развитие сине-зеленых микроводорослей (*Cyanophyta*) иначе цианобактерий (*Cyanobacteria*). Это большая и разнообразная группа прокариотических микроорганизмов. В её состав входит свыше ста видов. Систематики относят ее к *Bacteria*. Однако способность к фотосинтезу позволяет классифицировать их как автотрофные организмы и относить к отделу сине-зеленых микроводорослей.

Наличие и количество пигментов, в частности хлорофилла *a*, его концентрация служит показателем состояния фитопланктона и позволяет судить и о трофности водного объекта, и о его токсичности, т.е. о качестве вод.

*Явление «цветения» сине-зеленых микроводорослей* приобрело глобальный характер в условиях продолжающегося антропогенного загрязнения водных объектов. «Цветения» стали обычным явлением в даже в водоемах Северной Европы.

Сине-зеленые микроводоросли, принадлежащие к наиболее примитивным формам жизни, являются источником разнообразных вторичных метаболитов, в т.ч. ингибиторов ферментов и, что особенно важно – токсинов. Такие особенности жизнедеятельности сине-зеленых в условиях их регулярных массовых «цветений» привели к появлению процессов токсификации водных экосистем. Цианобактерии синтезируют широкий спектр токсинов, которые можно разделить с учетом скрининга их активности на две группы: биотоксины и цитотоксины[1]. По химической структуре и направленности действия биотоксины подразделяются на две группы – гепатотоксичные циклические пептиды и нейротоксичные алкалоиды. Первые из них еще называют «факторами быстрой смерти», вызывающими гибель лабораторных животных (мышей) в течение 1-4 ч; вторые – «факторами очень быстрой смерти» (гибель в течение 2-30 мин).

Токсичность биотоксинов оценивают в ходе биотестирования с использованием водных беспозвоночных или небольших млекопитающих – мышей.

Цитотоксины не убивают многоклеточный организм, а влияют на отдельные функции клеток, в частности ингибируют ферменты. Активность цитотоксинов исследуют на культивируемых линиях клеток млекопитающих, часто на опухолевых клетках. Некоторые цитотоксины убивают водоросли и бактерии.

«Цветение» сине-зеленых микроводорослей само по себе является мощным стрессором для водных экосистем и создает множество проблем при рекреационном, хозяйственном и питьевом использовании водоемов. На сегодняшний день накопилось достаточно большое количество фактических материалов о токсическом действии цианобактерий на млекопитающих и человека. При длительном поступлении цианотоксинов в малых дозах с водой могут развиваться заболевания печени, а также регистрируется повышение частоты первичного рака печени. Токсичные «цветения» могут вызывать тяжелые отравления у гидробионтов, животных и представлять опасность для здоровья людей.

Проблема массового развития токсичных цианобактерий в водоемах питьевого и рекреационного назначения с точки зрения опасности для здоровья населения отнесена Всемирной организацией здравоохранения к одной из приоритетных. В большинстве развитых стран установлены ПДК для наиболее распространенных цианотоксинов, определена программа мониторинга токсичного цветения и комплекс мероприятий по предупреждению неблагоприятного воздействия цианотоксинов на здоровье населения. В нашей стране к настоящему времени стандарты безопасного для здоровья человека содержания цианотоксинов в воде и продуктах питания все еще не разработаны.

Сине-зеленые микроводоросли (*Cyanophyta*) синтезируют разнообразные биологически активные вещества, обладающие различным эффектом. По химической структуре они делятся на три основные группы: пептиды (циклические и линейные), алкалоиды и липополисахариды.

По характеру воздействия выделяют четыре группы цианобактериальных токсинов [1]: гепатотоксины, нейротоксины, дерматотоксины и цитотоксины, эндотоксины. Каждая группа включает токсины в соответствии с химической структурой и биологической активностью. Так, гепатотоксины, повреждающие печень, содержат микроцистины, нодулярины, цилиндроспермозин; нейротоксины, воздействующие на нервную систему, – атоксин-а и гомоанатоксин-, анатоксин-а(с), сакситоксины; дерматотоксины, влияющие на кожу, – лингбиатоксин-а, аплисиатоксины; эндотоксины, раздражающие кишечный тракт, – липополисахариды.

Токсины способны образовывать только определенные виды сине-зеленых водорослей токсины, и даже эти виды большую часть времени безвредны. Токсичные виды сине-зеленых микроводорослей принадлежат ко многим родам: *Anabaena*, *Anabaenopsis*, *Hapalosiphon*, *Nostoc*, *Microcystis*, *Oscillatoria*, *Planktothrix*, *Nodularia*, *Aphanizomenon*, *Cylindrospermopsis*, *Umerzakia*, *Phormidium*, *Lyngbya*, *Planktothrix*.

Группы цианотоксинов (микроцистины, анатоксины, сакситоксины и цилиндроспермозины) обладают разной химической стабильностью и разной биологической активностью в водном растворе. Так, наиболее устойчивы к химическому гидролизу или окислению при нейтральных значениях pH микроцистины, принадлежащие к циклическим пептидами. Микроцистины и нодулярин не разрушаются даже после кипячения. В водоемах в темноте микроцистины могут сохраняться месяцами и годами.

Негативное влияние токсикогенных сине-зеленых микроводорослей на здоровье человека может проявляться при использовании питьевой воды, содержащей токсины; при купании в водных объектах во время «цветения»; использовании продуктов

питания, например рыбы, способной накапливать цианотоксины по пищевым цепям. В то же время наличие в составе фитопланктона «токсичных» видов сине-зеленых микроводорослей не служит доказательством обязательного образования токсинов. Поскольку, во-первых, образование токсинов зависит от комплекса факторов, до настоящего времени однозначно не определенных. Во-вторых, генетическими исследованиями показано, что ген, ответственный за выработку токсинов, не всегда присутствует в генетическом аппарате «токсичных» [2]. Следует помнить, что не сами сине-зеленые водоросли являются угрозой для человека, а производимые ими токсины.

Массовое развитие цианобактерий (даже вне связи проблем с их токсичностью), снижает качество воды, придавая ей неприятный вкус и запах. Это усложняет проблему выбора источников питьевой воды, рекреационных озер и других водоемов. В частности, для г. Волгодонска Ростовской области единственным источником питьевого водоснабжения является Цимлянское водохранилище.

Цимлянское водохранилище – один крупнейших искусственных водоемов Юга России. Оно создано в 1952-1953 гг. перекрытием плотиной реки Дон в нижнем течении у г. Цимлянска. Это водохранилище многоцелевого использования, оно является важнейшим звеном технической водохозяйственной схемы бассейна Нижнего Дона, обеспечивает транзитное судоходство по Волго-Донскому каналу, выработку электроэнергии Новочеркасской ГРЭС и Цимлянской ГЭС, орошение земель в засушливых районах Ростовской области (РО), служит основным рыбохозяйственным фондом Азово-Донского бассейна, используется для рекреации.

На примере Цимлянского водохранилища рассмотрим основные проблемы крупных искусственных водоемов. Значительный возраст Цимлянского водохранилища – более 50 лет, интенсивное многоплановое использование привело к ряду негативных проблем (табл. 1) [3].

**Таблица 1.** Проблемы Цимлянского водохранилища

Причина	Последствия
Зарегулирование реки Дон	Существенное <u>изменение гидрологического режима</u> бассейна Нижнего Дона и Азовского моря
	<u>Разрушение берегов</u> , заиление ложа
	<u>Сукцессии гидробиоценозов</u> с заменой реопланктона на потамопланктон, зарастание ложа макрофитами
	<u>Эндогенная эвтрофикация</u>
Интенсивное хозяйственное использование	<u>Снижение рыбопродуктивности</u>
	Усиление негативного воздействия на экосистему :
	<u>загрязнение вод</u> сточными водами от сосредоточенных и диффузных источников, расположенных в акватории водохранилища и в его водоохраной зоне
	<u>экзогенная эвтрофикация</u> – бурное развитие сине-зеленых микроводорослей в виде «цветения»
	<u>экзогенная токсификация</u> экосистемы (вода, донные отложения)
	<u>эндогенная токсификация</u> за счет <i>Cyanophyta</i>
Изменение климата – повышение температуры	<u>снижение</u> рыбопродуктивности за счет уменьшения кормовой базы
	ухудшение санитарно-гигиенического состояния
	Экзогенная и эндогенная эвтрофикация
	Эндогенная токсификация
	Снижение рыбопродуктивности

К числу основных причин появления проблем следует отнести зарегулирование реки Дон, интенсивное хозяйственное использование и наметившееся изменение климата, в частности, – повышение температуры. Это привело к негативным последствиям, к главным из которых следует отнести эвтрофикацию, снижение рыбопродуктивности и интенсивно возрастающую токсификацию.

Одними из основных биологических характеристик эвтрофикации являются увеличение общей биомассы фитопланктона и замена его видового состава (более чем на 90% во время «цветения») сине-зелеными микроводорослями (табл.2) [4].

**Таблица 2.** – Биологические характеристики эвтрофикации

Показатель	Последствия
Увеличение биомассы микроводорослей в целом	Блокировка солнечного света
	Уменьшение содержания кислорода
	Повышение содержания органических веществ за счет большого количества отмерших клеток –эвтрофикация
Последовательная смена видов планктоценозов	Замена реопланктона на потамопланктон
	Преобладание в фитопланктоне <i>Cyanophyta</i> и <i>Chlorophyta</i>
Изменение характера сезонной динамики и структуры фитопланктона	В фитоценозах снижается роль <i>Bacillariophyta</i> <i>Chrisophyta</i> , увеличивается – <i>Cyanophyta</i> , <i>Dinophyta</i> , а также роль <i>Chlorophyta</i> и <i>Euglenophyta</i>
Увеличение содержания хлорофилла <i>a</i>	Важный показатель величины нагрузки питательными органическими веществами
	Важный показатель потенциальной гипоксии
Токсификация эндогенная (токсичность по биотестированию)	Угроза токсического отравления людей и животных гепато- и нейротоксинами, выделяемыми <i>Cyanophyta</i>
	Ухудшение органолептических качеств воды за счет большого количества отмершего фитопланктона
Токсификация экзогенная (токсичность по биотестированию)	Ухудшение органолептических свойств воды за счет промышленных, бытовых и сельскохозяйственных стоков

Характерными показателями увеличения биомассы фитопланктона и вероятной гипоксии служит концентрация хлорофилла *a*. Результирующей всех сложных внутриводоемных процессов является интенсивно наступающий процесс токсификации.

По результатам комплексных экспедиционных исследований Института водных проблем РАН и ФГБУ «Гидрохимический институт» (2007, 2009–2012) проведена оценка качества вод приплотинного участка Цимлянского водохранилища по показателям фитопланктона, величины рН и прозрачности.

По этим показателям определены классы и разряды качества вод согласно [5]. Так, класс качества вод по биомассе фитопланктона квалифицировался от четвертого (загрязненная) до 5 (грязная), по концентрации хлорофилла – от 3 (удовлетворительной чистоты) до 4 (загрязненная), по показателю рН вода всех вертикалей относилась к 5 классу (грязная), по прозрачности – от 2 (чистая) до 3 (удовлетворительной чистоты).

В пределах классов разряды указывали, как правило, на более сильный вариант загрязнения. Так, разряд качества вод по биомассе фитопланктона на вертикалях относился к 4б (сильно загрязненная) – 5а (весьма грязная) – 5б (предельно грязная), по концентрации хлорофилла – 3а (достаточно чистая) – 3б (слабо загрязненная) – 4а

(умеренно загрязненная), по показателю рН – 5а (весьма грязная). В то время как по прозрачности воды относились к разрядам 2б (вполне чистая) – 3а (достаточно чистая) – 3б (слабо загрязненная).

Гидробиологические показатели загрязнения вод практически совпадали.

Из использованных показателей наиболее высокая степень загрязнения воды вертикалей была по показателю рН-среды, наименее – по прозрачности воды. Сдвиг значений рН в щелочную сторону является косвенным показателем активного фотосинтеза фитопланктона. Наиболее загрязненной была вода на вертикалях 21, 24 и 69 вода по биомассе фитопланктона: разряд качества 5б (предельно грязная).

Содержание сине-зеленых микроводорослей составляло от 67–92% общей биомассы и 67–99% общей численности фитопланктона. Четкой зависимости этих показателей с классами и разрядами качества вод не прослеживалось. Однако подтверждением наличия и усиления процессов токсификации в водной экосистеме Цимлянского водохранилища служат данные биотестирования токсичности вод и донных отложений водохранилища, полученные с использованием четырех тест-объектов различной систематической принадлежности и трофических групп в ходе экспедиционных исследований 2006, 2007, 2011 гг. [3,4,6].

## ВЫВОД

Качество вод по биологическим показателям складывается из показателей трофности и токсичности. В Цимлянском водохранилище в условиях активной вегетации сине-зеленых микроводорослей – «цветения», происходит увеличение трофности и токсичности вод. Все использованные показатели указывают на снижение качества вод, увеличение загрязнения. Так, трофность по значениям биомассы микроводорослей свидетельствует о повышении загрязнения вод приплотинной части Цимлянского водохранилища вплоть до разряда «предельно грязная», по концентрации хлорофилла *a* – до разряда «умеренно загрязненная», по значениям рН – до разряда «весьма загрязненная». По результатам биотестирования токсичность вод отдельных вертикалей оценивают как оказывающую острое токсическое действие.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Волошко, Л.Н. и др.* Токсины цианобактерий (CYANOBACTERIA, CYANOPHYTA) [Текст] / Л.Н. Волошко, А.В. Плющ, Н.Н. Титова // Альгология. – 2008. – Т. 18. – №1.
2. *Гаврилова, Е.В.* Видовой состав, динамика численности и токсичность цианобактерий Шершневого водохранилища Челябинской области [Текст] / А.В. Гаврилова : автореф. дис. канд. биол. наук. – Пермь, 2009. – 24 с.
3. *Бакаева, Е.Н. и др.* Экоотоксичность вод приплотинного участка Цимлянского водохранилища [Текст] / Е.Н. Бакаева, Н.А. Игнатова, Г.Г. Черникова // Глобальная ядерная безопасность. – 2012. – Спецвыпуск (3). – С. 5–10.
4. *Бакаева, Е.Н. и др.* Эколого-токсикологическая ситуация Цимлянского водохранилища в современный период [Текст] / Е.Н. Бакаева, А.М. Никаноров, Н.А. Игнатова, Г.Г. Черникова // Материалы Всероссийской научной конференции «Вода и водные ресурсы: системообразующие функции в природе и экономике» (г. Цимлянск, 23–28 июля 2012 г.) – Новочеркасск: ЮРГТУ (НПИ), 2012. – С. 151–157.
5. *Оксиюк, О.П. и др.* Комплексная экологическая классификация качества поверхностных вод суши [Текст] / О.П. Оксиюк, В.Н. Жукинский, Л.П. Брагинский // Гидробиологический журнал. – 1993. – Т. 29. – №4. – С. 62–76.
6. *Бакаева, Е.Н. и др.* Современная эколого-токсикологическая ситуация в отдельных створах Цимлянского водохранилища [Текст] / Е.Н. Бакаева, Н.А. Игнатова, Г.Г. Черникова // Экология. Экономика. Информатика. XXXVI конференция «Математическое моделирование в проблемах рационального природопользования» : материалы конф. – Ростов-на-Дону, 2009. – С. 147–149.

## **Water quality of the Tsimlyansk reservoir dam in conditions of blue-green algae blossoming**

**E.N. Bakaeva, N.A. Ignatova**

*Southern Division of the Institute of Water Problems of RAS,  
FBGU Hydrochemical Institute Roshydromet, Stachki avenue, Rostov-in-Don, Russia 344090,  
e-mail: rotaria@mail.ru*

**Abstract** – This article presents the peculiarities of blue-green algae blossoming, the problems of large reservoirs. According to the results of expedition researches of the Southern Division of the Institute of Water Problems and FSBU Hydrochemical Institute Roshydromet during the active blue-green algae growing period, namely blossoming, trophicity and water toxicity of the Tsimlyansk reservoir increase. All the indicators (phytoplankton biomass, chlorophyll a, pH) and biotesting results show the water quality fall-off: increasing of pollution and toxicity level.

*Keywords:* Tsimlyansk reservoir, class and category of water quality, blue-green algae, trophicity, toxicity, chlorophyll a, blossoming.

**ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ, РАДИАЦИОННОЙ  
И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

УДК 574.5 : 556

**БИОИНДИКАЦИЯ ЭКОЛОГИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ВОДНЫХ  
ЭКОСИСТЕМ ТЕРРИТОРИИ ВОЗДЕЙСТВИЯ РОСТОВСКОЙ АЭС  
С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ФЕРМЕНТАТИВНЫХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ**

© 2013 г. О. И. Бейсуг

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

Поступила в редакцию 31.01.2013 г.

В данной работе предлагается биоиндикация, которая оценивает интенсивность метаболизма гидробиоценозов по активности некоторых ключевых ферментов, участвующих в деструкции органических веществ, в том числе и щелочной фосфатазы и неспецифических эстераз, которые осуществляют взаимосвязь водных организмов со средой обитания и являются информативными для оценки уровня загрязнённости воды соединениями азота, фосфора, нефтепродуктами, фенолами [1], тяжёлыми металлами [2, 3].

*Ключевые слова:* Активность щелочной фосфатазы, активность эстераз сестона, ферменты, гидробиохимические показатели, экологический мониторинг.

Экологический мониторинг водных экосистем предполагает использование комплексного подхода, учитывающего уровень загрязнённости химическими веществами и степень влияния загрязнения на водные организмы. Оценка состояния гидробиоценозов осуществляется по методу экологических модификаций Абакумова В.А., который основан на выявлении направленности изменений количественных показателей развития водных организмов, их видового разнообразия, а также интенсивности метаболизма. Под интенсивностью метаболизма гидробиоценозов понимается скорость процессов новообразования и разрушения органических веществ, показателем которой является первичная продукция и деструкция. Однако в настоящее время эти показатели не входят в программу гидробиологического мониторинга, вследствие технических и организационных сложностей.

Функционирование гидробиоценозов осуществляется комплексом мультиферментных систем, обеспечивающих непрерывный обмен веществом и энергией между биоценозом и средой обитания. Тяжелые металлы воздействуют на активность некоторых ферментов, выступая в зависимости от концентрации в роли ингибиторов или активаторов. В метаболизме водных биоценозов важную роль играют внеклеточные ферменты щелочная фосфатаза (КФ 3.1.3.1) и эстеразы (КФ 3.1.1.1 и КФ 3.1.1.2), гидролизующие фосфоэфирные и сложноэфирные связи органических веществ, участвуя, таким образом, в круговороте важнейших биогенных элементов - фосфора и углерода. В этой связи изменение активности названных ферментов может привести к нарушению сбалансированности биогеохимических процессов в водных экосистемах.

В исследованиях, проведенных на водных объектах страны в 80-х и 90-х годах, установлено, что показатели активности внеклеточных эстераз (АЭ) и щелочной фосфатазы (АЩФ) сестона в целом увеличивались с повышением концентраций соединений азота, фосфора, нефтепродуктов, фенолов, а также значений показателя БПК<sub>5</sub> [1]. Эти результаты согласуются с представлениями о повышении

интенсивности метаболизма в водных экосистемах при увеличении их загрязнения. Установлены диапазоны изменений показателей активности ферментов для водных объектов с разным уровнем трофности в период интенсивной вегетации планктонных сообществ.

С целью изучения влияния природных факторов и приоритетных загрязняющих веществ на показатели активности щелочной фосфатазы и эстераз сестона в 2006 и 2007 годах были проведены исследования в нижнем течении р. Дон. Пробы воды отбирали при проведении плановых работ по мониторингу загрязнения участка реки от г. Аксай до г. Азов совместно с Донской устьевой станцией Росгидромета. АЩФ и АЭ определяли во взвеси сестона, который получали фильтрованием проб воды объемом от 0,5 до 1,0 л через мембранный фильтр с диаметром пор 0,3 мкм, используя в качестве субстратов соответственно  $\alpha$ -нафтилфосфат и  $\alpha$ -нафтилацетат [1].

Метод определения активности щелочной фосфатазы экспрессен, применим в полевых условиях. Воспроизводимость метода 11%. Метод определения активности эстераз сестона прост, экспрессен, применим в полевых условиях. Воспроизводимость метода 12%. Активность щелочной фосфатазы и эстераз сестона определяли в реке Дон.

Показатели активности обоих ферментов на изученном участке реки изменялись в широком диапазоне. Значения АЩФ в период биологического лета варьировали от 0,26 до 2,26, а АЭ – от 1,52 до 5,50 мкмоль/(л·ч)  $\alpha$ -нафтола, осенью АЩФ изменялась от 0,02 до 0,11, АЭ от 0,34 до 0,77 мкмоль/(л·ч)  $\alpha$ -нафтола. В целом на данном участке реки показатели активности обоих ферментов в летний период превышали средние значения таковых для мезотрофных водных объектов, что может быть обусловлено загрязненностью воды. В периоды наблюдения здесь отмечены превышения ПДК по нефтепродуктам (до 16 ПДК), соединениям меди (до 14 ПДК), цинка (до 2 ПДК), ртути (до 90 ПДК), значениям БПК<sub>5</sub> (до 2 ПДК). Наиболее высокие значения активности ферментов выявлены на участках реки, расположенных ниже сброса недостаточно очищенных вод с очистных сооружений г. Ростов-на-Дону. Установлены статистически значимые коэффициенты корреляции между активностью ферментов и некоторыми гидробиологическими и гидрохимическими показателями качества вод (табл. 1). Между общей активностью обоих ферментов и численностью и биомассой фитопланктона ( $B_{\text{фито}}$ ) выявлены положительные коэффициенты корреляции, с численность бактериопланктона ( $Ч_{\text{бакт}}$ ) – отрицательные. Эти данные свидетельствуют о преобладающем вкладе в продуцирование обоих ферментов фитопланктона.

Высокие коэффициенты корреляции выявлены также между активностью ферментов и концентрациями приоритетных загрязняющих веществ. Наиболее устойчивая корреляция для обоих ферментов наблюдалась с концентрациями меди и цинка, в особенности для удельной активности ферментов, рассчитанной на 1 мг взвешенного фосфора (АЩФ/мг  $P_{\text{взв}}$  и АЭ/мг  $P_{\text{взв}}$ ). Эффекты активирующего и ингибирующего влияния соединений меди, цинка и ртути на активность щелочной фосфатазы и эстераз в зависимости от концентраций металлов и времени экспонирования выявлены также в модельных экспериментах [2, 3]. Повышение активности ферментов может быть связано с детоксикацией тяжелых металлов [4].

**Таблица 1.** Статистически значимые коэффициенты корреляции между активностью ферментов и некоторыми гидрохимическими и гидробиологическими показателями качества воды в р. Дон в период биологического лета

а) 2006 год

Число наблюдений	Показатели активности ферментов	t °C	NO <sub>3</sub> <sup>-</sup>	БПК <sub>5</sub>	PO <sub>4</sub> <sup>3-</sup>	Cu	Zn	Hg <sub>p</sub>	Б <sub>фито</sub>	Ч <sub>бакт</sub>
30	АЩФ	-	0,52	0,33	-	0,45	0,42	-0,38	0,63	-0,58
	АЩФ/мг P <sub>взв</sub>	0,32	0,54	-	-	0,66	0,57	-0,35	0,55	-0,63
30	АЭ	0,43	0,38	-	-	-	-	-0,55	0,51	-0,60
	АЭ/мг P <sub>взв</sub>	-	0,39	-	0,39	0,54	0,40	-0,32	-	-0,43

б) 2007 год

Число наблюдений	Показатели активности ферментов	t °C	БПК <sub>5</sub>	PO <sub>4</sub> <sup>3-</sup>	Cu	Zn	Hg <sub>взв</sub>	НФПР	Б <sub>фито</sub>	Ч <sub>бакт</sub>
20	АЩФ	-0,60	0,62	-0,76	0,60	0,39	0,40	0,38	0,56	-0,52
	АЩФ/мг P <sub>взв</sub>	-0,60	0,46	-0,75	0,67	0,51	0,44	0,40	0,45	-0,44
20	АЭ	0,38	-	-	-	-0,38	-	-	0,31	-
	АЭ/мг P <sub>взв</sub>	-	-	-	-	-	-	-	-	-

Для оценки активирующего или ингибирующего эффектов суммарного загрязнения на отдельных станциях наблюдений в нижнем течении р. Дон необходимо установить фоновые значения показателей активности обоих ферментов для разных сезонов. Исследуемый участок реки по данным Росгидромета загрязнен на всем протяжении. В этой связи фоновые значения показателей активности ферментов (табл. 2) для Нижнего Дона изучали на участках, расположенных вдали от источников загрязнения.

**Таблица 2.** Фоновые значения общей и удельной активности щелочной фосфатазы и эстераз сестона Нижнего Дона для разных сезонов

Период наблюдений	Общая активность ферментов, мкмоль/(л·ч) α-нафтола		Удельная активность ферментов, мкмоль α-нафтола/мг P <sub>взв</sub>		Температура воды, °C
	АЩФ	АЭ	АЩФ/мг P <sub>взв</sub>	АЭ/мг P <sub>взв</sub>	
Весна	0,12-0,25	0,65-0,95	1,5-3,0	5-10	6 – 10
Весна-лето	0,12-0,35	1,00-3,00	2,0-3,0	10-30	>10-20
Лето*	0,30-0,55	1,50-3,00	2,0-7,0	20-40	> 20
Осень	0,04-0,10	0,35-0,80	1,0-3,0	5-25	< 16

\* – период массового развития синезеленых

Данные мониторинга Нижнего Дона показали, что в период биологического лета практически на всех створах стационарной сети наблюдений Росгидромета в 2006 и 2007 годов показатели активности ферментов превышали их фоновые значения. Наименьшее число случаев отклонения ферментативных показателей от фоновых значений зарегистрировано у Ростовского и Азовского водозаборов, наибольшее – ниже сбросов очистных сооружений г. Ростова-на-Дону, где в отдельные периоды показатели АЩФ в 5-10 раз превышали фоновые величины, АЭ – в 1,5-2,5 раза. В осенний период показатели активности ферментов оказались менее информативными.

Однако, повышенный уровень активности ферментов может сохраняться длительное время и после того как концентрации загрязняющих веществ уменьшатся до фоновых значений [4]. В этой связи, повышенный уровень активности ферментов отражает не только загрязненность воды на момент отбора пробы, но и отдаленные эффекты загрязняющих веществ, что имеет чрезвычайно важное значение в условиях дискретного отбора проб, который осуществляется в мониторинге поверхностных вод суши.

Таким образом, проведенные исследования позволяют заключить, что значения АЩФ и АЭ, являясь показателями скорости гидролиза органических соединений углерода и фосфора, достаточно адекватно отражают качество воды и могут быть использованы в мониторинге поверхностных вод Цимлянского водохранилища и водоема-охладителя территории воздействия Ростовской АЭС.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Предеина, Л.М. и др.* Показатели активности щелочной фосфатазы и эстераз в мониторинге поверхностных вод – теоретические предпосылки и перспективы использования [Текст] / Л.М. Предеина и др. // Изв. вузов. Сев.-Кавк. регион. Естеств. науки. – 2003. – №4. – С. 88–92.
2. *Предеина, Л.М. и др.* Влияние ионов меди и ртути на показатели активности внеклеточных эстераз и щелочной фосфатазы в водных экосистемах [Текст] / Л.М. Предеина и др. // Биология внутренних вод. – 2006. – № 2. – С. 89–96.
3. *Предеина, Л.М. и др.* Влияние повышенных концентраций цинка и железа на активность внеклеточных эстераз и щелочной фосфатазы в природных и модельных пресноводных экосистемах [Текст] / Л.М. Предеина, О.И. Бейсуг, М.Н. Предеин // Изв. вузов. Сев.-Кавк. регион. Естеств. науки. – 2006. – №7. – С. 69–81.
4. *Предеина, Л.М. и др.* Особенности влияния тяжелых металлов на показатели активности внеклеточных эстераз и щелочной фосфатазы в водных экосистемах [Текст] / Л.М. Предеина и др. // Научная конференция по результатам исследований в области гидрометеорологии и мониторинга загрязнения природной среды в государствах-участниках СНГ, посвященная 10-летию образования Межгосударственного совета по гидрометеорологии. Секция 5: Мониторинг загрязнения окружающей природной среды : тез. докл. на науч. конф., Санкт-Петербург, 23–26 апр. 2002 г. – СПб. : Гидрометеиздат, 2002. – С. 119–121.

## **Biological indication of water ecosystems' ecological condition on the territory influenced by the Rostov NPP with the help of enzymes indicators**

**O.I. Beisug**

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,  
73/94 Lenina St., Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360  
e-mail: beisug@rambler.ru*

**Abstract** – In this work we propose biological indication which determines the intensity of hydrobiocenosis metabolism by the activity of some dominant enzymes involved in the destruction of organic substances, including alkaline phosphatase and nonspecific esterases which realize the correlation between aquatic organisms and their environment. They also give much information for the evaluating the level of water pollution with nitrogen and phosphorus compounds, oil products, phenols [1], and heavy metals [2, 3].

**Keywords:** Alkaline phosphatase activity, activity of sestonesterases, enzymes, hydrochemical indicators, environmental monitoring.

ИЗЫСКАНИЕ, ПРОЕКТИРОВАНИЕ,  
СТРОИТЕЛЬСТВО И МОНТАЖ  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

УДК 624.04.45.001.3

АДАПТАЦИЯ ЭКСПЕРТНОЙ СИСТЕМЫ ОЦЕНКИ НДСК  
ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКЕ ЭНЕРГОБЛОКА № 2 РОСТОВСКОЙ АЭС

© 2013 г. В.Н. Медведев\*, Александр С. Киселев\*, Алексей С. Киселев\*,  
А.Н. Ульянов\*, В.Ф. Стрижов\*, Е.А. Потапов\*\*

\* Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

\*\* Ростовская АЭС, Волгодонск, Ростовская обл.

Поступила в редакцию 15.02.2013 г.

Выполнена адаптация «Экспертной системы оценки напряжённо-деформированного состояния защитных оболочек блоков АЭС с ВВЭР» к энергоблоку №2 Ростовской АЭС. Результаты расчета напряженно-деформированного состояния и оценки прочности защитной оболочки при прогнозируемом на 2013 г. уровне усилий в арматурных канатах показали, что прочность оболочки при воздействии проектной аварии обеспечивается.

*Ключевые слова:* защитная оболочка, арматурные канаты, бетон, напряжения, усилия.

## ВВЕДЕНИЕ

Для оценки напряженно-деформированного состояния и обеспечения работоспособности защитных оболочек АЭС на протяжении всего срока эксплуатации по заказу Концерна «Росэнергоатом» в ИБРАЭ РАН разработана экспертная система, позволяющая выполнять расчетный анализ всего сооружения с учетом эксплуатационных и аварийных нагрузок [1, 2].

Экспертная система состоит из программного комплекса CONT, получающего в автоматическом режиме в качестве исходных данных информацию с датчиков силы НВ005, а также датчиков контрольно-измерительной аппаратуры (КИА).

В рамках данной работы выполнена адаптация «Экспертной системы оценки напряжённо-деформированного состояния защитных оболочек блоков АЭС с ВВЭР» к энергоблоку № 2 Ростовской АЭС.

Необходимость применения экспертной системы обусловлена еще и тем обстоятельством, что датчики КИА в течении длительного периода эксплуатации защитных оболочек могут выходить из строя в различные периоды времени, а проектный срок службы приборов ограничен.

### *1. Результаты контроля напряженного состояния защитной оболочки 2-го энергоблока Ростовской АЭС*

Ниже приведены результаты эксплуатационного контроля защитной оболочки 2-го энергоблока Ростовской АЭС.

### 1.1. Результаты контроля усилий в арматурных канатах СПЗО с помощью гидродомкрата

В соответствии с требованиями РД ЭО-0130-98 в период технического обслуживания (ТО) системы преднапряжения защитной оболочки (СПЗО) проводится контроль остаточного усилия натяжения арматурных канатов с помощью штатных гидродомкратов методом отрыва гайки анкера. Для контроля усилия в арматурных канатах гидродомкрат устанавливается на тяжной анкер и соединяется с коушем армоканата специальным соединительным пальцем. Точность измерения усилий натяжения канатов находится в пределах 2%.

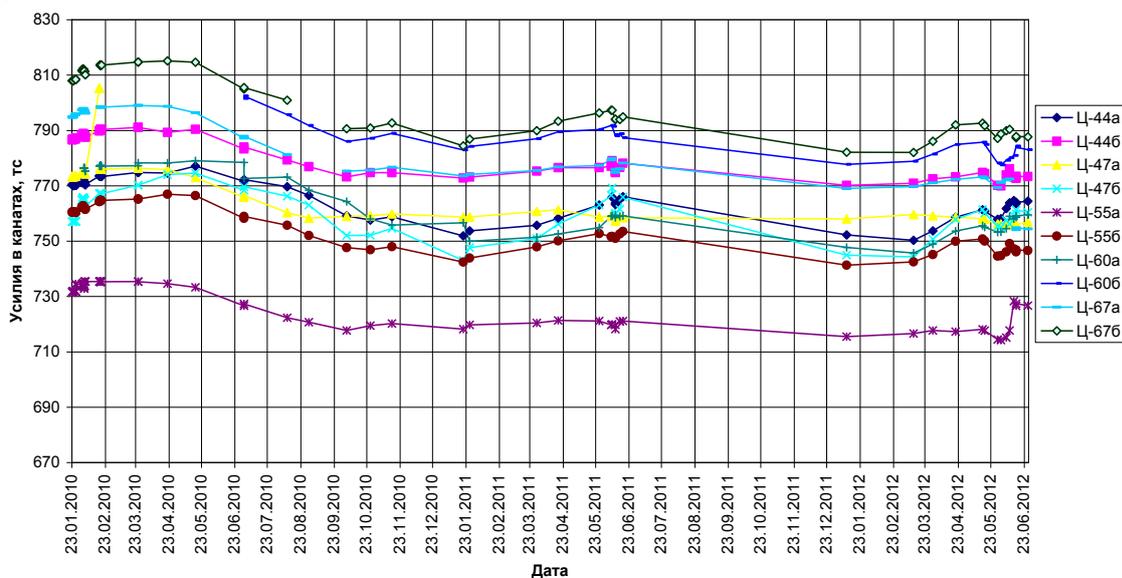
Результаты измерения остаточных усилий в арматурных канатах в период ТО СПЗО-2011 и ТО СПЗО-2012 показали, что в цилиндре оболочки средние величины колебались от 890 до 894,78 тс, а в куполе – от 884,67 до 873,08 тс. Результаты измерений показывают, что за рассматриваемый период времени нет тенденции к снижению усилий в канатах во времени, что свидетельствует о надежной работе системы преднапряжения защитной оболочки за рассматриваемый период времени.

Полученные результаты контроля усилий вводились в качестве исходных данных для расчета НДС при оценке работоспособности защитной оболочки наряду с результатами, получаемыми по показаниям датчиков силы ПСИ-01.

### 1.2. Результаты контроля усилий в арматурных канатах СПЗО по показаниям датчиков силы ПСИ-01

Датчики силы ПСИ-01, предназначенные для измерения усилий на тяжных концах арматурных канатов, были установлены на защитной оболочке 2-го энергоблока Ростовской АЭС в количестве 60 штук. При этом 44 датчика было установлено на тяжных концах арматурных канатов цилиндра и 16 датчиков на тяжных концах арматурных канатов купола.

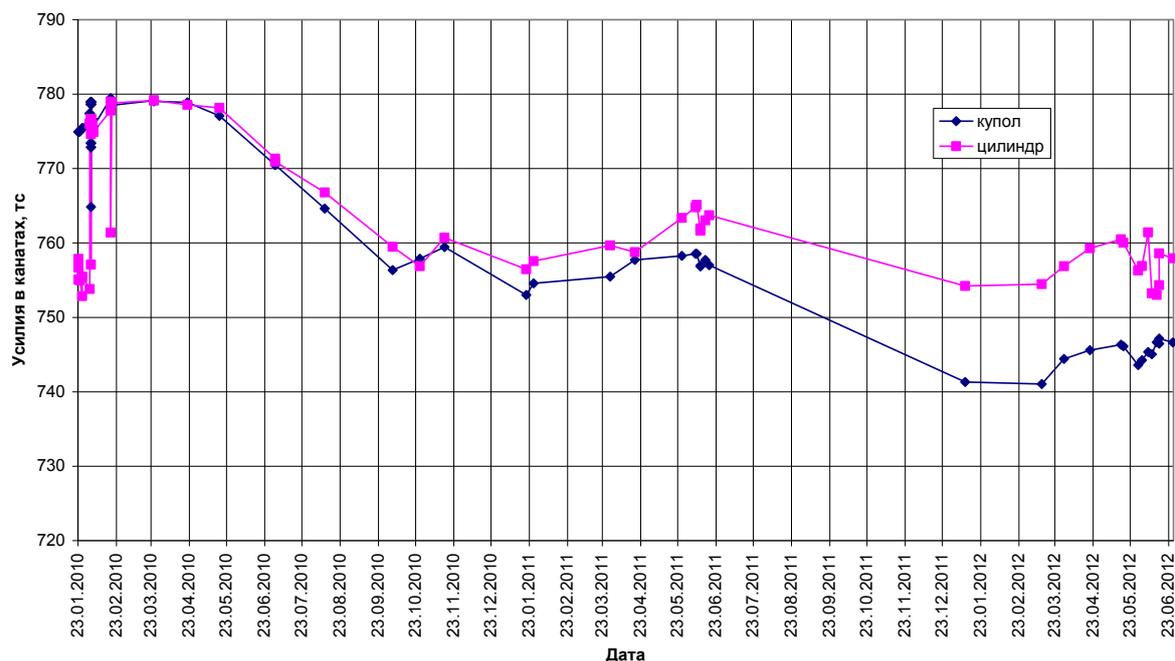
В цилиндрической части датчики устанавливались на арматурных канатах трех групп: группу канатов без дополнительных отгибов, группу канатов с дополнительными отгибами и группу канатов, огибающих крупные технологические проходки.



**Рис. 1.** Изменения усилий на тяжных анкерах арматурных канатов цилиндра защитной оболочки за период с 23.01.2010 по 26.06.2012 года, полученные с помощью датчиков силы ПСИ-01.

В куполе датчики устанавливались на группу канатов центральной зоны, средней зоны и пограничной зоны.

Для оценки напряженно-деформированного состояния защитной оболочки во времени в первую очередь следует проследить за динамикой изменения усилий в арматурных канатах по результатам натурных измерений на базе датчиков силы ПСИ-01 так как это наиболее надежный на сегодняшний день показатель состояния системы преднапряжения. Как показывают результаты измерений, приведенные на рисунках 1 – 2, в основном характер изменения показаний этих приборов во времени выглядит достаточно убедительно. Отражаются сезонные колебания усилий, связанные с колебаниями температур в зоне установки датчиков и достаточно стабильные показания, отражающие характер снижения усилий от релаксации арматуры и ползучести бетона.



**Рис. 2.** Средние значения усилий на тяжных анкерах арматурных канатов цилиндра и купола защитной оболочки за период с 23.01.2010 по 26.06.2012 года, полученные с помощью датчиков силы ПСИ-01.

### 1.3. Измерения перемещения защитной оболочки энергоблока №2 Ростовской АЭС геодезическими методами

На Ростовской АЭС в период с 30 октября по 17 ноября 2009 г. были выполнены работы по определению геометрических параметров защитной оболочки второго энергоблока Ростовской АЭС в период её испытаний. В результате работ определялись деформационные характеристики купольной и цилиндрической частей оболочки, вызванные изменением давления внутри оболочки [3].

Для решения поставленных задач разработаны специальные технологии контроля, учитывающие специфику данного вида работ, для определения деформационных геометрических параметров поверхностей исследуемого объекта.

Измерения выполнялись в соответствии с этапами изменения давления внутри защитной оболочки. Результаты измерений перемещений защитной оболочки энергоблока № 2 Ростовской АЭС в графическом виде представлены на рисунке 3.

В целом анализ перемещений контролируемых точек свидетельствует о неравномерных деформациях как купольной, так и цилиндрической частей оболочки,

причем изменение формы оболочки детерминирует изменение формы подкранового пути полярного крана реакторного отделения

Таким образом, способ определения деформационных характеристик защитной оболочки реакторного отделения АЭС геодезическими методами позволяет получить полную картину о происходящих изменениях в сооружении.

При анализе НДС защитной оболочки с применением экспертной системы представляется возможность сравнения полученных результатов с расчетными параметрами, что повышает надежность информации о состоянии сооружения.

Поскольку датчики КИА в течение длительного периода эксплуатации защитных оболочек могут выходить из строя в различные периоды времени, а проектный срок службы приборов ограничен, представляется целесообразным доработать и применять альтернативные методы, позволяющие фиксировать изменения геометрии сооружения и интерпретировать получаемые данные для оценки параметров напряженно-деформированного состояния оболочки с применением детальных трехмерных моделей сооружения и современных численных алгоритмов.

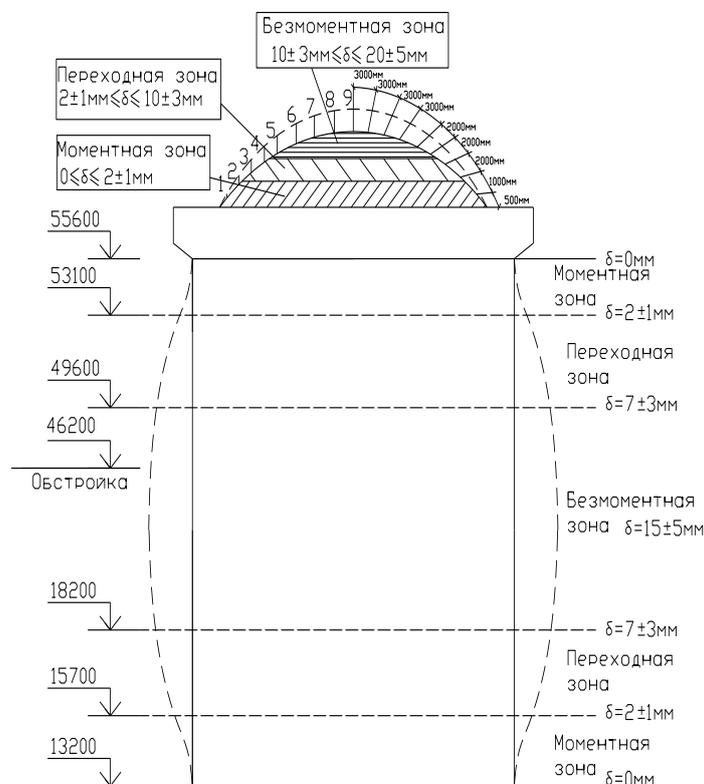


Рис. 3. Перемещения защитной оболочки энергоблока №2 Ростовской АЭС при испытании внутренним давлением

## 2. Особенности методики расчета НДС защитной оболочки

Для оценки достаточности уровня обжатия защитной оболочки, обеспечивающей работоспособность конструкции при проектной аварии, выполняются расчеты НДС оболочки от действия преднапряжения с учетом прогнозируемых значений усилий в арматурных канатах на последующий период эксплуатации с учетом показаний датчиков ПСИ-01, установленных под анкерами арматурных канатов, обеспечивающих получение фактических значений усилий на анкерах арматурных канатов, собственного веса, температурного градиента обусловленного перепадом температуры внутри и снаружи оболочки при эксплуатации и при протекании аварии, распора от облицовки, а также аварийного внутреннего давления. При расчете НДС, вызванного воздействием

преднапряжения, автоматически определяется коэффициент увеличения обжатия (самонатяжения канатов СПЗО) вследствие деформации оболочки при ее нагружении внутренним аварийным давлением.

Для усовершенствования работы экспертной системы оценки напряженного состояния защитной оболочки энергоблока №2 Ростовской АЭС в нее включен алгоритм учета сейсмической нагрузки.

### 3. Оценка прочности защитной оболочки

Наряду с анализом НДС экспертная система позволяет в любой момент времени выполнять оценку прочности защитной оболочки.

При оценке прочности рассмотрены расчетные сочетания нагрузок, учитывающие их изменение в процессе протекания гипотетической проектной аварии. Рассмотрены моменты времени 0, 0.0167, 0.5, 1, и 1.5 часа после начала аварии (поскольку, как показали предварительные расчеты, последующие моменты аварии являются менее опасными).

Проверка прочности выполняется на основе анализа результатов расчета напряженно-деформированного состояния оболочки при моделировании воздействия эксплуатационных и аварийных нагрузок с применением детальной трехмерной модели. Специализированный модуль экспертной системы дает возможность определить прочностные характеристики для ~15000 сечений по толщине оболочки, которые проходят через все наиболее нагруженные зоны с учетом текущего состояния системы преднапряжения и показаний датчиков ПСИ-01. Оценка прочности защитной оболочки 2-го блока Ростовской АЭС проводилась на основе проверки прочности сечений, выполненной в соответствии с требованиями ПНАЭ Г-10-007-89, СП 52-01-2003, СНиП 2.03.01-84 и СНиП 2.03.04-84 [4-7].

Расчетные комбинации усилий в сечениях стенки оболочки получены путем суммирования результатов расчета усилий для отдельных видов нагрузок, включающих нагрузки от собственного веса, преднапряжения, распора облицовки, аварийного давления, эксплуатационной температуры и аварийной температуры, и рассчитаны исходя из следующей формулы:

$$P = \text{Вес} \times \gamma_1 + \text{Преднапряжение} \times \gamma_2 + \text{Самонатяжение при } 0,4 \text{ МПа} \times \gamma_3 \\ + \text{Давление } 1,0 \text{ МПа} \times \gamma_4 + \text{Распор облицовки} \times \gamma_5 + (T_t - T_0) \times \gamma_6 \times \gamma_7 + T_0 \times \gamma_8;$$

$$P = \text{Вес} \times 0,9 + \text{Преднапряжение} \times 1,0 + \text{Самонатяжение при } 0,4 \text{ МПа} \times \gamma_3 \\ + \text{Давление } 1,0 \text{ МПа} \times \gamma_4 + \text{Распор облицовки} \times 1,0 + (T_t - T_0) \times 0,9 \times 0,65 + T_0 \times 0,1;$$

где  $T_t$  – усилия от температурных воздействий проектной аварии;  
 $T_0$  – усилия от эксплуатационных температурных воздействий.

Коэффициенты в формулах задаются согласно указанному выше СНиП [5]. Для заданных нагрузок определяется предельно допустимое значение усилий в сечении с учетом расположения арматуры в сечении, механических свойств бетона и рядовой арматуры.

При оценке прочности учитывается самонатяжение преднапрягаемой арматуры, т.е. приращение усилий в армопучках вследствие деформации оболочки от действия избыточного давления.

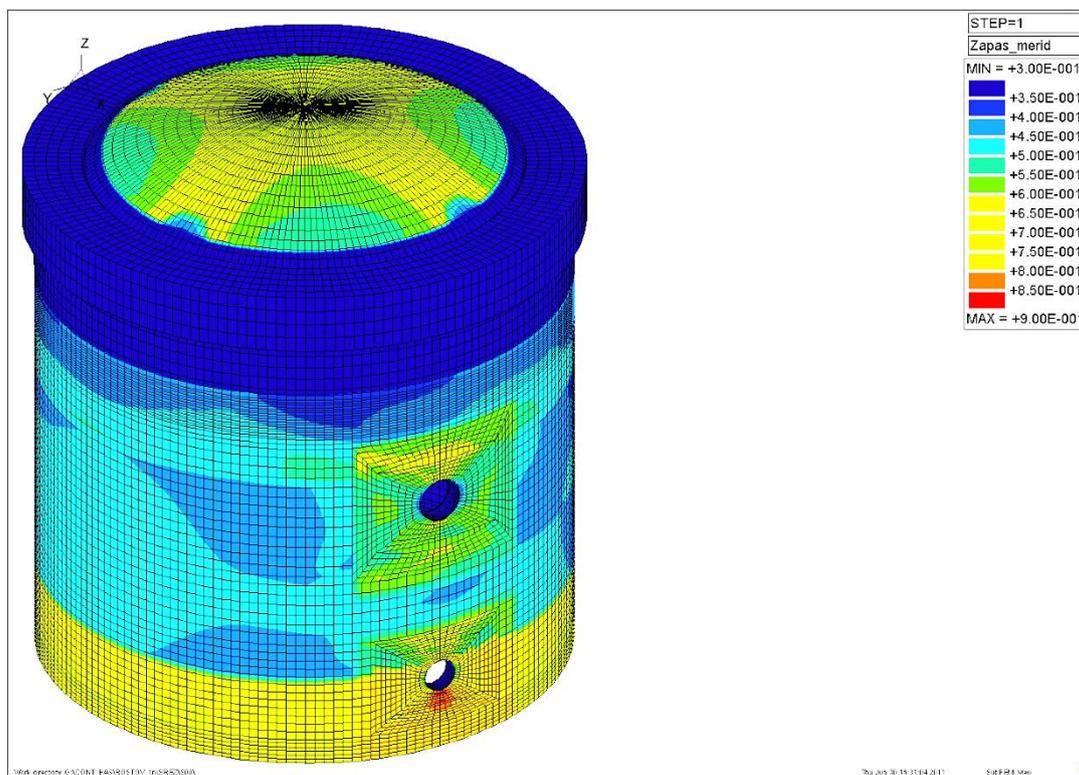
Запас прочности для каждого направления (окружного или меридионального) определяется по соотношению:

$$\text{Запас прочности} = (N_{\text{пред.}} - N_{\text{действ.}}) / N_{\text{пред.}}$$

Здесь  $N_{пред.}$  – предельное суммарное усилие, определяемое по СНиП, с которым сравнивается  $N_{действ.}$  – рассчитанное по текущим значениям усилий натяжения канатов системы преднапряжения.

Таким образом, значение запаса прочности должно находиться в пределах от 0 до 1. Чем оно ближе к нулю, тем ближе действующее усилие приближается к предельному. Если значение запаса прочности отрицательно, то в этом сечении условие прочности по СНиП 2.03.01-84 не выполняется. В случае, когда для наиболее нагруженных зон конструкции условия прочности не выполняются, экспертная система отображает эти зоны и проходящие через них канаты на развертках канатов СПЗО.

Результаты расчета НДС и оценки прочности защитной оболочки второго блока Ростовской АЭС при прогнозируемом на 2013 г. уровне усилий в кантах СПЗО показали, что прочность оболочки при протекании гипотетической проектной аварии обеспечивается (по критерию недостижения рядовой арматурой расчетного сопротивления на растяжение). Показано, что для всех рассмотренных сечений модели (более 15000) запасы прочности положительны, т.е. требования по СНиП по прочности сечений оболочки удовлетворяются (рис. 4).



**Рис. 4.** Запас прочности в защитной оболочке второго энергоблока Ростовской АЭС в меридиональном направлении

## ВЫВОДЫ

Для совершенствования работы экспертной системы оценки напряженного состояния защитной оболочки энергоблока №2 Ростовской АЭС в нее включен алгоритм учета сейсмической нагрузки.

Учитывая то обстоятельство, что существует проблема возможности использования датчиков КИА для оценки НДС защитной оболочки энергоблока №2 Ростовской АЭС, необходимо доработать и применять альтернативные методы,

позволяющие фиксировать изменения геометрии сооружения и интерпретировать получаемые данные для оценки параметров напряженно-деформированного состояния оболочки с применением детальных трехмерных моделей сооружения и современных численных алгоритмов.

Анализ результатов оценки прочности сечений защитной оболочки энергоблока №2 Ростовской АЭС показал, что условия прочности при прогнозируемом на 2013 год усилении обжатия при проектной аварии выполняются.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Медведев, В.Н. и др.* Разработка экспертной системы оценки напряженного состояния для защитной оболочки 1-го энергоблока Волгодонской АЭС [Текст] / В.Н. Медведев, А.Н. Ульянов, Александр С. Киселев, Алексей С. Киселев, В.Ф. Стрижов, В.Ф. Баюклин // Известия высших учебных заведений. Северо-Кавказский регион. Технические науки. – 2008. – Спецвыпуск. – С. 107–112.
2. *Медведев В.Н. и др.* Модернизация экспертной системы оценки напряженного состояния защитной оболочки 1-го энергоблока Волгодонской АЭС [Текст] / В.Н. Медведев, А.Н. Ульянов, А.С. Киселев, В.Ф. Стрижов, И.А. Киселев, В.Ф. Баюклин // Известия высших учебных заведений. Северо-Кавказский регион. Технические науки. – 2009. – Спецвыпуск. – С. 90–95.
3. *Кирильчик, Л.Ф. и др.* Геодезическое обеспечение испытаний защитной оболочки реакторных отделений [Текст] / Л.Ф. Кирильчик, Г.А. Науменко, Ю.С. Забазнов // Известия высших учебных заведений. Северо-Кавказский регион. Технические науки. – 2010. – Спецвыпуск. – С. 130-131.
4. Нормы проектирования железобетонных конструкций локализирующих систем безопасности атомных станций. ПНАЭ Г-10-007-89, Госатомэнергонадзор СССР [Текст]. – М., 1991.
5. Строительные нормы и правила. Бетонные и железобетонные конструкции. СНиП 2.03.01-84 [Текст]. – М., 1985.
6. Бетонные и железобетонные конструкции. Основные положения. СНиП 52-01-2003 [Текст]. – [Б.м., б.г.]
7. Строительные нормы и правила. Бетонные и железобетонные конструкции, предназначенные для работы в условиях воздействия повышенных и высоких температур СНиП 2.03.04-84 [Текст]. – М., 1985.

### **Adaptation of expert system of stressedly-deformed state value to the protective containment of power generating unit №2 at Rostov NPP method**

**V.N. Medvedev\*<sup>1</sup>, Alexander S. Kiselev\*<sup>2</sup>, Alexey S. Kiselev\*<sup>2</sup>,  
A.N. Ulyanov\*<sup>3</sup>, V.F. Strizhov\*<sup>4</sup>, E.A. Potapov\*\***

*\*Institute of Nuclear Energy Safe Development, Russian Academy of Sciences,  
52 BolshayaTul'skaya St., Moscow, Russia 115191*

*\*\* Rostov Nuclear Power Plant, Volgodonsk-28, Rostov region, Russia 347388, e-mail: tn17046@yandex.ru  
e-mail<sup>1,3</sup>: cont@ibrae.ac.ru , e-mail<sup>2</sup>: kis-rncki@rambler.ru , e-mail<sup>4</sup>: vfs@ibrae.ac.ru*

**Abstract**– Adaptation of «Expert system of stressedly-deformed state value of the NPP units' protective containments with WWER» to the power generating unit №2 at Rostov NPP is done. The results of protective containment strength and stressedly-deformed state value at the predictable for 2013 level of pressure in tendons showed that protective containment strength was guaranteed even in the conditions of design accident.

*Keywords:* containment, tendons, concrete, tension, pressure.

**ИЗЫСКАНИЕ, ПРОЕКТИРОВАНИЕ,  
СТРОИТЕЛЬСТВО И МОНТАЖ  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС**

УДК 621.791.75.04

**СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ФОРМЫ ОБРАТНОЙ СТОРОНЫ ШВА, ПОЛУЧЕННЫЕ ПРИ СВАРКЕ НЕПОВОРОТНЫХ СТЫКОВ ТРУБОПРОВОДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПОДКЛАДНЫХ ЛЕНТ МЕТОДОВ STEELROOT, WISE ROOT, STT**

© 2013 г. Ю.В. Доронин, В.Н. Бродягин, П.С. Кузнецов

ООО «Аттестационный центр городского хозяйства», Москва

Поступила в редакцию 12.02.2013 г.

Рассмотрены проблемы формирования обратной стороны шва при сварке плавящимся электродом трубопроводов из углеродистых и низколегированных сталей. Показаны различные условия формирования шва при сварке на подкладной ленте и с применением специальных циклограмм. Построена статическая модель формы сварочной ванны при сварке на весу в условиях управляемого каплепереноса.

*Ключевые слова:* сварной шов, стальной трубопровод, условия сборки, управляемый перенос капель.

При односторонней механизированной дуговой сварке плавящимся электродом в среде защитных газов, форма обратной стороны шва зависит от ряда факторов:

- параметров режима сварки ( $I_{св.}$ ,  $U_{д.}$ ,  $V_{св.}$ , ФЭЛ.);
- управляемых параметров сварочного контура ( $R, L$ );
- конструктивных элементов подготовки кромок;
- пространственного положения при сварке;
- техники сварки;
- конструкции подкладного устройства и способа его крепления;
- особенностей применения программного решения, позволяющего обеспечить качественное формирование корня шва [1].

В условиях монтажа стыков трубопроводов для транспортировки газа, нефтепродуктов и горячей воды, когда возможна подготовка кромок с соблюдением необходимых конструктивных параметров –

угол разделки, величина зазора в стыке, минимизация перекоса кромок становится затруднительной, возможность использования специализированного оборудования или устройств, гарантирующих требуемую в соответствии с нормативной документацией форму обратного валика шва, является весьма актуальной.

Эффекты программ STT, WiseRoot, SteelRoot, заявленных для сварки корневых стыков из углеродистых и низколегированных сталей основаны на регулировании каплепереноса электродного металла в сварочной ванне с минимизацией гидродинамических возмущений в концевой части сварочной ванны.

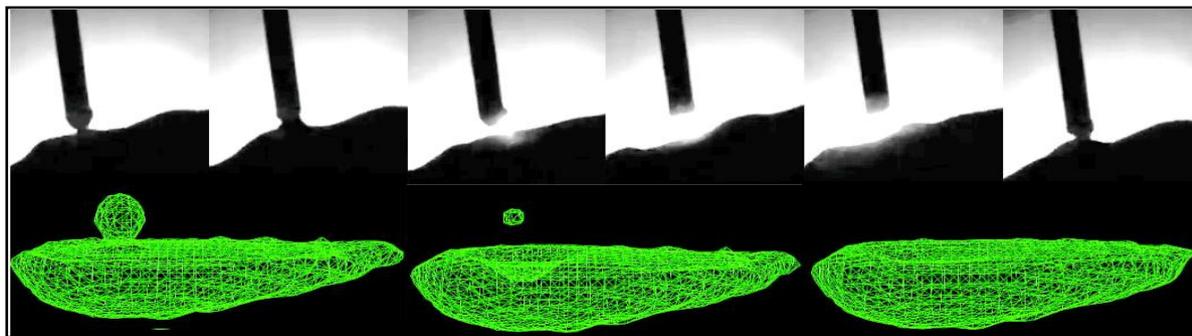
Действительно, управляемый каплеперенос, регулирующий сброс, а вернее, всасывание капли в момент минимизации параметров тока и напряжения, значительно снижает гидродинамические возмущения в толщине ванны как несжимаемой жидкости, и позволяет, при соблюдении всех требуемых ограничений, получать гарантированную форму обратного валика

ав пределах, указанных в РД.

Кинограмма наглядно демонстрирует тягивание капли электродного металла в период волнового перемещения лицевой поверхности сварочной ванны как в продольном, так в поперечном положениях. При этом из-за невысоких значений погонной энергии и интенсивность движения жидкого металла в продольном направлении из головной в хвостовую часть сварочной ванны не происходит.

В этой связи, в узких значениях потока сварки, напряжения дуге, пристрога регламентированных значениях поуглуско сакромов, величине зазора, металла в корневой (донной части) сварочной ванны не подвергается даже незначительной гидродинамической нагрузке в продольном и поперечном направлениях, и свободно формируется в форме обратного валика за счет сил поверхностного натяжения.

Также, весьма важно, как оператор-сварщик направляет электродный металл и управляет металлом сварочной ванны. Если электрод горит в сварочной ванне, то перемешивания металла в сварочной ванне не происходит. Но если электрод перемещается на передний фронт сварочной ванны, то мгновенно появляется стабильность формирования в форме обратного валика. На наш взгляд, это происходит потому, что металл, при колебательных перемещениях вдоль и поперек лицевой поверхности сварочной ванны не перемещается вглубь в донных потоках, которые вызывают гидродинамические возмущения в корневой части ванны (рис. 1) и влияют на форму шва [2].



**Рис.1.** Каплеперенос электродного металла в сварочную ванну

Аналогичные изменения происходят также и при изменении зазора шире указанного в НД. Диапазон и переко сакромов, обусловленных трудностями монтажной сборки.

В свою очередь, необходимо вводить определенные коррективы и при изменении пространственного положения. И если при сварке в нижнем положении и при сварке «сверху-вниз» удается получить необходимую форму обратного валика шва, то при сварке в потолочно-м положении и необходимости усиления обратного валика достичь не удалось.

Следует отметить, что рассмотренные ранее модели перемещения металла в сварочной ванне при сварке плавящимся электродом в работах Демянцевича В.П., Размышляева А.Д., Чернышова Г.Г., Доронина Ю.В., характерные для односторонней сварки, для рассмотренных в статье способов не реализуются. Действительно, в работах Чернышова Г.Г. и Кубарева В.М., металл сварочной ванны осуществляет волновое перемещение вдоль и поперек лицевой поверхности сварочной ванны под воздействием ряда сил, влияющих, в конечном счете, на возможность образования дефектов на лицевой поверхности шва, в частности подрезов. В данных моделях (рис. 2), преобладает точка зрения, свидетельствующая о возникновении интенсивных, в том числе донных потоков жидкого металла, перемещающихся из головной в хвостовую часть с скоростями 5...20 см/с и оказывающих существенное влияние на качество формы обратного валика шва при односторонней сварке.

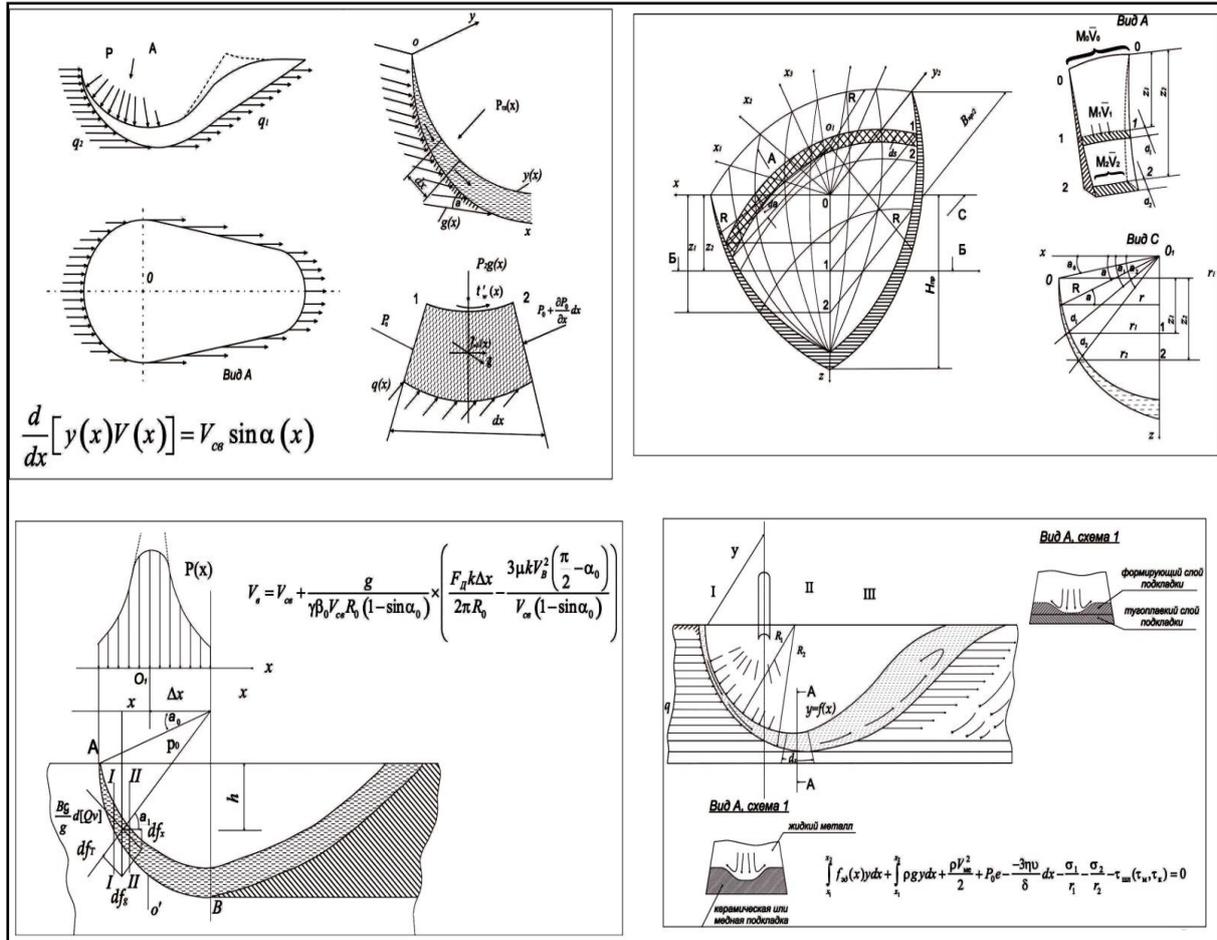
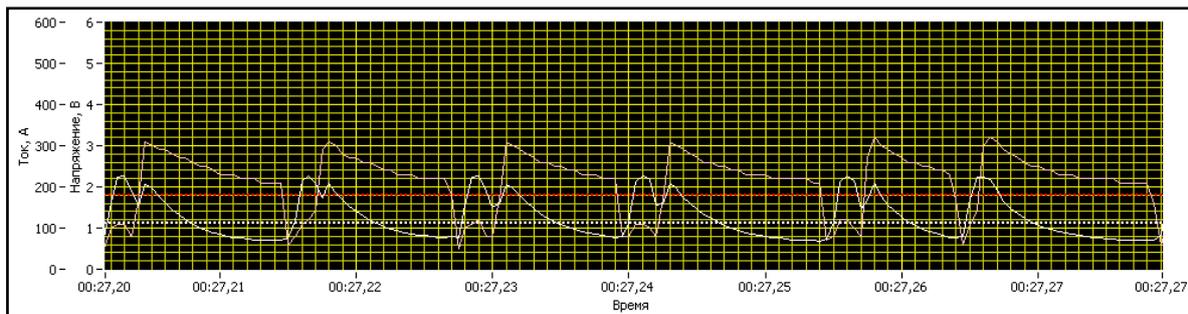


Рис.2. Модели перемещения металла сварочной ванны при сварке плавящимся электродом

Описываемые в индуктивных материалах (кинограммы, циклограммы) эффекты при процессах STT, SteelRoot и WiseRoot в основном касаются капли переноса и способа управления этим процессом. В чем же сущность физических и физико-химических явлений, приводящих к конечному результату – конкретной форме шва, является, видимо, knowhow, или является несущественным фактором для разработчиков указанного оборудования. Однако, обязательная необходимость в сварке «горячего прохода» вынуждает делать вывод, что при наложении первого прохода размеры и качество шва не обеспечивают нужных условий, и как показывают сравнительные испытания, имеют дефекты, прежде всего, поры.

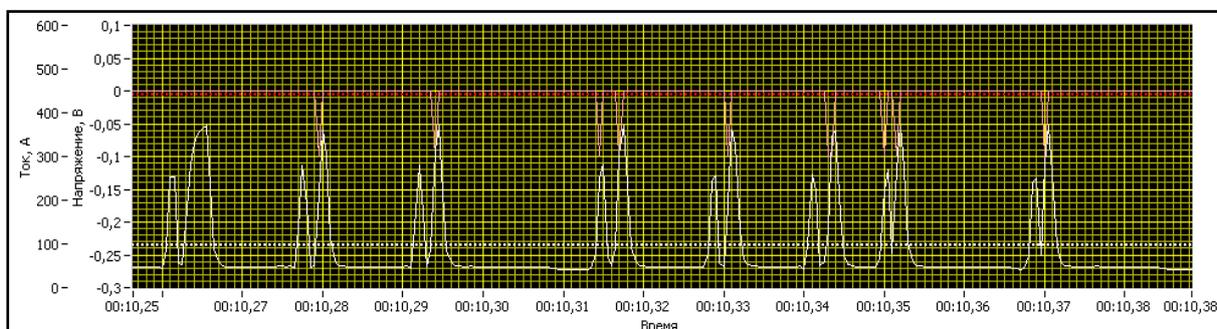
На базе ООО «АЦГХ» (ООО «Аттестационный Центр Городского хозяйства»), г. Москва) были произведены сравнительные испытания по методикам НАКС [3] оборудования Transteel 5000 с аналогичным оборудованием компаний Kemppi и Lincoln. Построены амплитудно-частотные характеристики тока и напряжения для каждого источника.

Данные характеристики показали следующие результаты:



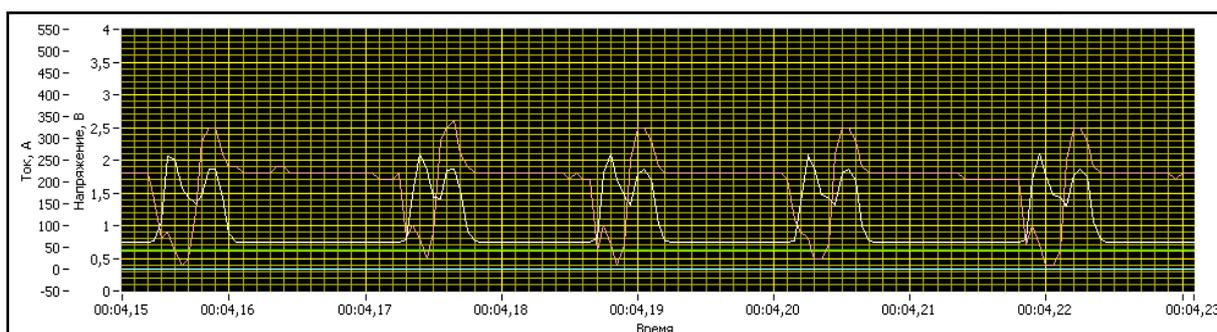
**Рис.3а.** Амплитудно-частотные характеристики тока и напряжения (Fronius)

– у Fronius более плавный спад тока во время паузы. Это дает постоянно ионизированный промежуток, и, как следствие, хороший повторный поджиг дуги и облегченное отделение. (рис.3а).



**Рис.3б.** Амплитудно-частотные характеристики тока и напряжения (Lincoln)

– у Lincoln резкий спад тока во время паузы. Это препятствует появлению силовых возмущений при отделении капли при сварке  $CO_2$ . (рис.3б).



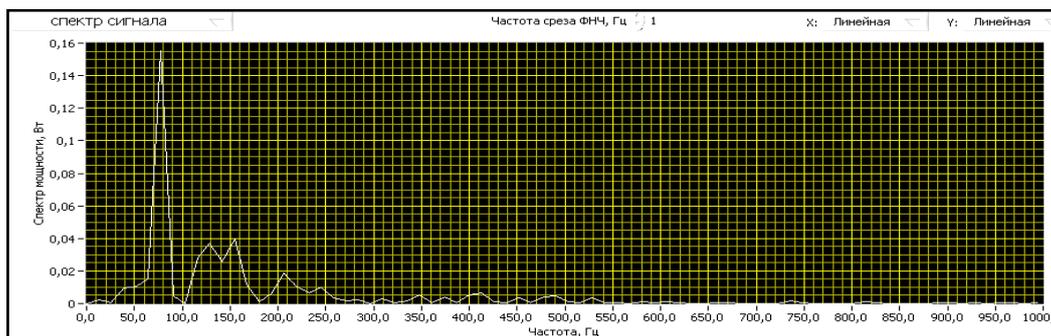
**Рис.3в.** Амплитудно-частотные характеристики тока и напряжения (Kemppi)

– у Kemppi среднее значение тока ниже, чем у конкурентов при сварке смеси защитных газов (рис.3в). Это дает мало тепловложение и отсутствие коробления стыка.

– Постоянная частота импульсов тока и напряжения. Это говорит о том, что процесс стабилен во времени.

– Колебания частоты напряжения и тока приближаются к гармоническому. Это свидетельствует о стабильности процесса.

льствуетограмотнопостроенномалгоритмеработыибыстродействиисистемыуправления(рис.4).



**Рис.4.** Колебания частот напряжения и тока

– У аппаратов Kemppi и Lincoln наблюдается множество сторонних сигналов. Отношение сигнал/шум ниже чем у Fronius.

Таким образом, источник питания Transteel 5000 имеет следующие преимущества:

- Совершенная система управления инвертором;
- Алгоритмы системы управления построены по логически грамотной схеме.
- В стандартном режиме «Steel» выходные характеристики «Fronius» выглядят значительно лучше, чем в режиме WiseRoot, а режим SteelRoot превосходит режим STT, что описано в АЧХ.

Тем не менее, как абсолютную альтернативу указанным программам способ принудительного формирования корня шва с помощью керамических и гибких подкладок, рассматривать преждевременно. Это особенно касается стыковых соединений трубопроводов, где имеет место возможность установки подкладной ленты на обратную сторону стыкового соединения. Внешний вид обратной стороны шва, выполненного с использованием подкладной ленты марки ЛФС-

3, отличается от шва, выполненного способами STT, WiseRoot и SteelRoot характерным блеском поверхности и отсутствием окисной пленки (рис.5).

Шов выполняется методом МП на трубопроводе диаметром 325 мм, толщиной 8 мм, в непереворотном положении способом «наспуск» (В2) проволокой диаметром 1,0 мм смеси (Ar + C O<sub>2</sub>). Лента укреплялась с обратной стороны стыка при помощи алюминиевого скотча.

Техника сварки в нижнем положении при использовании подкладной ленты предельно проста: оператор-

сварщик направляет электрод на одну из кромок, зажигает дугу, формирует сварочную ванну стандартными колебательными движениями электрода поперек стыка и обеспечивает провар кромок. При сварке в вертикальном положении «наспуск» (В2) сварочная ванна должна быть минимальной по размеру, поэтому при повышенной скорости перемещения электрода, ток должен быть достаточно высоким. При диаметре проволоки 1 мм., I<sub>св.</sub> может составить 150-160 А при U<sub>д.</sub> равной 19-

20 В. Электрод подается в зону сварки под углом не более 45 градусов к поверхности ванны. При сварке в вертикальном положении «наподъем» (В1) ток сварки уменьшается до 120 А. При этом, провар достаточно интенсивный, высота обратного валика составляет 2-2,5 мм. При сварке в потолочном положении (П1) ток сварки устанавливается в пределах 130-140 А. При этом, усиление с обратной стороны минимальное, 0,5 мм при ширине провара 7-8 мм.

Зазор стыка варьируется в пределах 3-3,5 мм. Перекок кромок может достигать 2...3 мм. Во всех пространственных положениях по

речные колебания обязательны.

После сварки и удаления ленты, шлаковая ванна застывает и остается на подкладке. При сварке в нижнем положении, вертикальном «на подъем», потолочно-горизонтальном, дефектов не возникает. При сварке в вертикальном положении «на спуск», при повышенных (более 5 мм) зазорах, на форсированных режимах (ток сварки более 150 А, скорость сварки более 50 см/мин) в корне прохода возникают поры. Это происходит из-за того, что газы, образующиеся при плавлении замазливателя, покрывающего тонким слоем стеклонити, не успевают заблаговременно выйти из сварочной ванны. В этом случае рекомендуется для предотвращения пор при сварке на спуск уменьшить объем сварочной ванны за счет снижения погонной энергии.



**Рис.5.** Обратные валики шва при сварке способом SteelRoot (сверху) и на подкладной ленте ЛФС (снизу)

Односторонняя сварка как поворотных, так и неповоротных стыков трубопроводов на одкладных лентах выполняется по схеме «снизу-вверх» на режимах, рекомендуемых для сварки первого прохода. После сварки фольга и подкладная лента легко снимаются с обратной стороны стыка.

Анализируя представленные способы и методы формирования обратной стороны шва при сварке трубопроводов, следует отметить, что все способы гарантируют полный провар с гарантированной формой обратного валика шва. Однако способы сварки на весу практически всегда имеют поверхностные дефекты в виде пор, цепочка которых располагается по оси шва (рис. 5.). При использовании лент ЛФС чистота поверхности обратного валика наиболее высока при сварке РД, при механизированной сварке в смеси шлаковая ванна подкладки из-за перемешивания тугоплавких и легкоплавких оксидов формирующего слоя, и кратковременности пребывания в жидком состоянии, на поверхности шва образуется чешуйчатость, одна ко, поверхность неокислена, с характерным золотистым блеском.

## ВЫВОДЫ

1. Выходные характеристики источников питания целевыми программами формирования корня шва направлены, в основном, на создание управляемого капа переноса. Образование обратного валика происходит произвольно, в зависимости от величины технологически хвостушений по сборке.

2. Форма обратной стороны шва при использовании подкладных лент имеет гарантированную размерность по высоте и ширине сплавным переходом к основному металлу.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гладков, Э.А. Управление процессами и оборудованием при сварке [Текст] / Э.А. Гладков. – М.: Академия, 2006. – 432 с.
2. Доронин, Ю.В. Односторонняя сварка в строительстве [Текст] / Ю.В. Доронин. – М. : Стройиздат, 1990. – 150 с.
3. Бродягин, В.Н. и др. Современное состояние и перспективы развития системы аттестации сварочного производства в Российской Федерации [Текст] / В.Н. Бродягин, Ю.В. Доронин, П.С. Кузнецов // Сварка и диагностика. – 2012. – №5. – С. 1–5.

## **Comparative characteristics of the form of joint underside, obtained in the process of butt joints welding of pipes with the help of tapes and methods “SteelRoot”, “WiseRoot” and “STT”**

**Y.V. Doronin\*, V.N. Brodiagin\*\*, P.S. Kuznetsov\*\***

*LTD «Certification Center of municipal services», 47A Izmajlovskoe St.(schosse), Moscow, Russia 105187  
e-mail\*: bekkenbauer@yandex.ru; e-mail\*\*: ac-mosgaz@yandex.ru*

**Abstract**– The article considers the problems of joint underside formation, obtained in the process of welding of pipelines made of carbonaceous and low-alloyed steels with the help of consutrode. The various conditions of joint formation in the process of welding on tape and with the help of special sequence diagrams are presented in the article. Static model of the form of weldpool in the process of unsupported welding in the conditions of managed drops’ carrying is done.

*Keywords:* welding joint, steel pipelines, assembly conditions, managed drops’ carrying.

УДК 550.34:621.311.25

## ВЛИЯНИЕ КОМПЕНСАТОРА ДАВЛЕНИЯ НА ЛОГАРИФМИЧЕСКИЙ ДЕКРЕМЕНТ ЗАТУХАНИЯ КОЛЕБАНИЯ ДАВЛЕНИЯ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ АЭС С ВВЭР-1000

© 2013 г.К.Н. Проскураков, П.А. Романов

*Национальный исследовательский университет  
«Московский энергетический институт», Москва*

Поступила в редакцию 05.02.2013 г.

Цель исследования – определение декрементов затухания сейсмических воздействий в первом контуре АЭС и предотвращение возникновения вибрационных и акустических резонансов с колебаниями, вызванными землетрясением. Представлены результаты расчетов добротности и логарифмического декремента затухания колебаний давления теплоносителя в АЭС с ВВЭР–1000. Установлено, что величина логарифмического декремента меньше нормативного значения и зависит от уровня воды в компенсаторе давления.

*Ключевые слова:* логарифмический декремент, сейсмостойкость, частота, колебания, добротность.

События на АЭС Фукусима 1 продемонстрировали, что проектный уровень сейсмических воздействий на теплогидравлические системы оказался заниженным. Следствием этого явились повреждения систем охлаждения реактора, возникшие ещё до прихода цунами.

В связи с актуальностью проблемы повышения сейсмостойкости АЭС особое внимание должно быть уделено исследованиям, направленным на обоснование достоверности методов оценки сейсмических воздействий на конструкции ЯЭУ.

К наиболее важным направлениям исследований относятся:

– разработка методов расчета добротности, логарифмических декрементов колебаний теплоносителя и полосы пропускания в акустических контурах теплоносителя и рабочего тела АЭС;

– проведение расчетов этих параметров в эксплуатационных режимах для одной из современных АЭС с ВВЭР;

– выработка рекомендаций по дополнению и совершенствованию антисейсмических мероприятий в процессе эксплуатации АЭС и на этапе их проектирования.

Ранее такие задачи, как показал печальный опыт Фукусимы, применительно к сложным промышленным объектам, в том числе и к АЭС, либо в такой постановке не ставились, либо не получили удовлетворительных решений.

Как отмечается в работах [1,2], важным в надежной эксплуатации оборудования является отсутствие совпадения собственных частот между взаимодействующими элементами системы. Для теплогидравлических систем АЭС явление резонанса наблюдается как между элементами конструкции и внешней возбуждающей силой, так и между конструкцией и рабочей средой. Определение собственной частоты колебаний давления, скорости затухания колебаний и других акустических параметров рабочей

среды в гидравлических системах АЭС, остается актуальной задачей.

Для расчета акустических характеристик теплоносителя АЭС в данной работе использованы одномерные математические модели. Они позволяют достаточно точно описывать длинноволновые колебания давления теплоносителя в трубопроводах и в оборудовании АЭС [2, 3]. Одним из используемых приближений является приведение уравнений неустановившегося движения сжимаемой жидкости к, так называемым, телеграфным уравнениям. Как любой конструктивный элемент, обладающий массой и упругостью, теплоноситель имеет собственные частоты колебаний давления и скорости, которые могут совпасть по величине и фазе с частотами внешних возмущений и вызвать резонансное увеличение амплитуды колебаний. Для расчета собственной частоты колебаний теплоносителя используются известные в акустике методы.

Согласно [2, 3], акустическая масса среды плотностью  $\rho$  в канале длиной  $l$  и поперечным сечением  $S$  вычисляется по формуле:

$$m = \frac{\rho l}{S}.$$

Акустическая податливость среды в канале объемом  $V$  :

$$C = \frac{V}{nP}$$

где  $n$  – показатель политропы,  
 $P$  – давление в канале.

Собственная частота колебаний давления текучей среды в канале:

$$f_0 = \frac{1}{2\pi\sqrt{Cm}}$$

Добротность потока определяется следующим образом:

$$Q = \frac{X}{R}$$

где  $X = \sqrt{\frac{m}{C}}$  – реактивное сопротивление, кг/м<sup>4</sup>·с;

$R$  – активное сопротивление элемента определяется вязкостными силами;

$m$  – акустическая масса, кг/м<sup>4</sup>;

$C$  – акустическая податливость, м<sup>4</sup>·с<sup>2</sup>/кг.

Активное сопротивление равно:

$$R = \frac{N_d}{W^2}$$

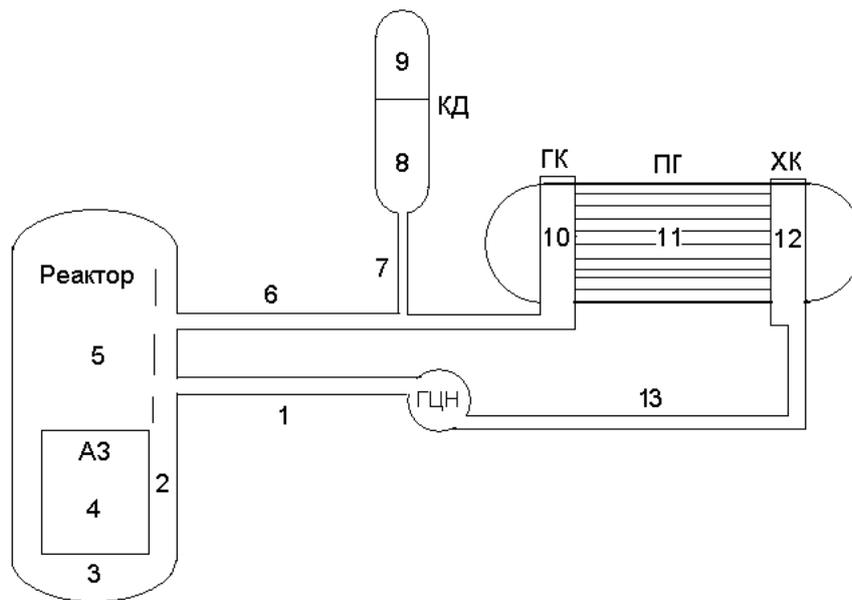
где  $N_d$  – мощность диссипируемой энергии, Вт;

$W$  – объемный расход жидкости, м<sup>3</sup>/с.

Добротность связана с логарифмическим декрементом затухания ( $\Delta$ ):

$$\Delta = \frac{\pi}{Q}$$

На рисунке 1 представлена акустическая схема, разработанная для одной петли первого контура АЭС с ВВЭР -1000.



**Рис. 1.** Акустическая модель петли первого контура ВВЭР-1000

АЗ – активная зона; ПГ – парогенератор; КД – компенсатор давления;

ХК и ГК – холодный и горячий коллекторы; 1-13 – номера элементов первого контура.

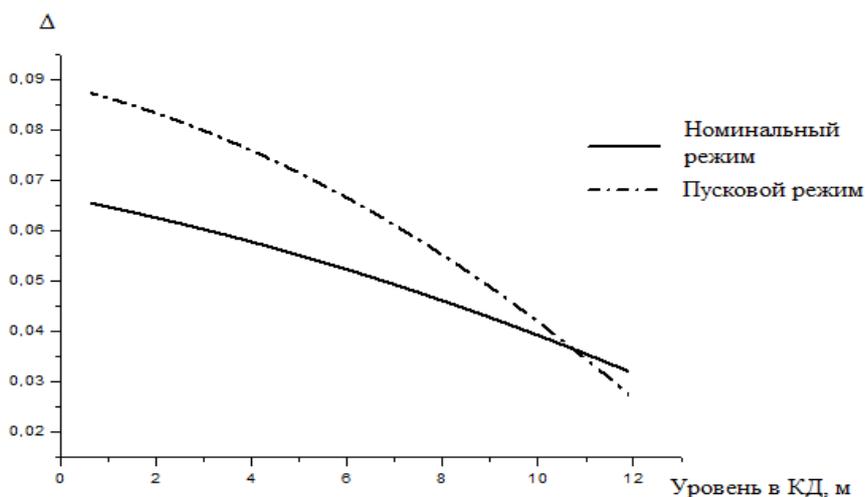
1 – “холодная нитка” от главного циркуляционного насоса (ГЦН) до входного патрубка реактора;

2 – опускной участок; 3 – пространство под активной зоной; 4 – активная зона; 5 – пространство над активной зоной; 6 – “горячая нитка” (от выходного патрубка реактора до входа в горячий коллектор ПГ);

7 – дыхательный трубопровод; 8 – жидкая фаза в компенсаторе давления; 9 – паровая фаза в компенсаторе давления; 10 – горячий коллектор; 11 – трубчатка ПГ; 12 – холодный коллектор;

13 – “холодная нитка” от выхода из холодного коллектора ПГ до ГЦН

Результаты расчета зависимости декремента затухания колебаний от уровня воды в КД представлены на рисунке 2.



**Рис. 2.** Влияние уровня воды в КД на декремент затухания

Из рисунка 2 видно, что логарифмический декремент затуханий колебаний давления теплоносителя в номинальном режиме (давление в контуре  $P=16$  МПа, температура теплоносителя на входе в реактор  $t_{вх}=289$  °С, на выходе из реактора

$t_{вых}=322\text{ }^{\circ}\text{C}$ , уровень воды в КД 9 м) равен 0.04, а в пусковом режиме (при использовании азота в КД, при давлении теплоносителя  $P=10\text{ МПа}$ , и температуре теплоносителя  $t=150\text{ }^{\circ}\text{C}$ )  $\Delta=0.05$  при том же уровне воды.

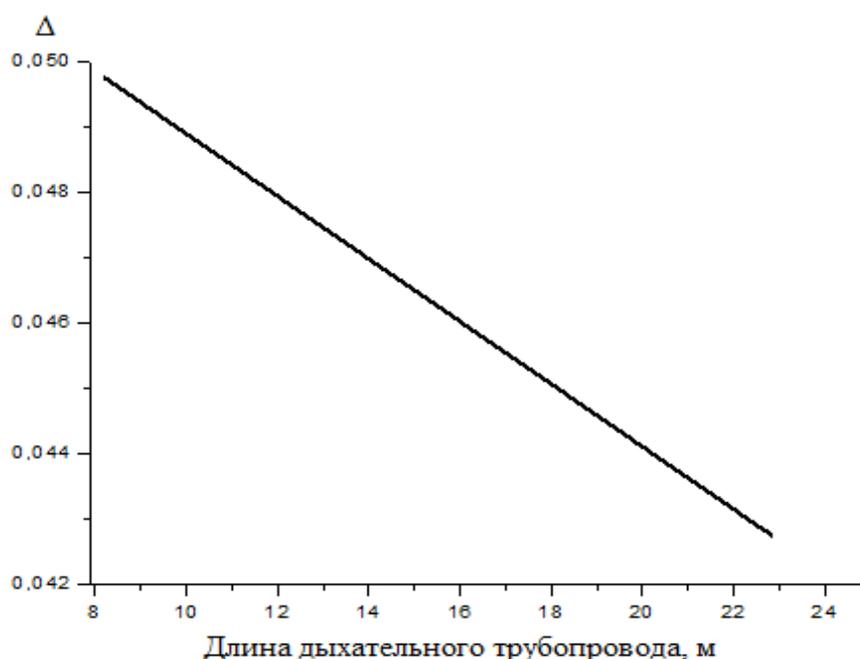
В таблице 1 приведены нормативные значения [4] логарифмических декрементов затухания колебаний для строительных конструкций, оборудования и трубопроводов.

**Таблица 1.** Логарифмические декременты колебаний строительных конструкций и трубопроводов

Вид конструкции	Логарифмический декремент колебаний $\Delta$
Железобетонные конструкции обычные	0,25
Железобетонные конструкции преднапряженные	0,12
Стальные конструкции сварные	0,12
Стальные конструкции на болтах	0,25
Оборудование и трубопроводные системы большого диаметра (> 300 мм)	0,12

При сопоставлении логарифмических декрементов затухания колебаний давления теплоносителя в первом контуре АЭС с ВВЭР-1000, представленных на рисунке 2, с величинами логарифмических декрементов, представленных в таблице 1, видно, что в эксплуатационных режимах величины декрементов затухания колебаний в теплоносителе оказываются ниже нормативных значений для конструкций и оборудования.

Расчеты показывают, что длина дыхательного трубопровода (7), соединяющего КД (позиции 8 и 9) с первым контуром, также оказывает влияние на значение логарифмического декремента затухания колебаний давления теплоносителя. Из рисунка 1 видно, что при изменении длины дыхательного трубопровода от 8 до 23 метров декремент затухания  $\Delta$  меняется от 0.05 до 0.04 соответственно.



**Рис. 3.** Изменение декремента затухания в зависимости от длины дыхательного трубопровода

Внешние нагрузки "сейсмического" типа [1, 5] вызывают движение оборудования и трубопроводов, которое существенно влияет на гидродинамические процессы. Учет этого влияния при проектировании и эксплуатации оборудования и трубопроводов АЭС необходим для обеспечения прочности и надежности при сейсмических нагрузках.

В [5] рассматривались гармонические колебания трубопровода в направлении оси, когда все его точки движутся по закону:  $y = y_0 \cos \omega t$ , где  $y_0$  - амплитуда колебаний,  $\omega$  - циклическая частота. Показано, что уравнения, описывающие неустановившееся напорное адиабатическое течение вязкой сжимаемой жидкости в протяженном подвижном трубопроводе, отличаются от обычно используемых при исследовании гидравлического удара в трубах наличием слагаемого, которое учитывает перемещение оси трубопровода.

Хорошее совпадение численного и аналитического решений для гармонических колебаний, подтверждает правильность разработанного алгоритма. Алгоритм [5] может применяться для расчета гидроупругих колебаний трубопроводов, вызванных внешними нагрузками, закон изменения которых во времени известен.

Известно, что при попадании частоты сейсмических волн в полосы пропускания частот собственных колебаний [2] в контурах теплоносителя или рабочего тела АЭС и/или отдельных его элементов происходит увеличение амплитуды сейсмической волны в этих контурах.

Максимальной величины амплитуда сейсмической волны достигает при совпадении частот сейсмических волн с модами собственных колебаний теплоносителя. В этом случае произойдет кратное (соответственно величине  $Q$ ) увеличение амплитуды сейсмической волны в контурах АЭС и ее значений в процессе затухания волны. В результате для каждого элемента акустического контура в соответствующем режиме эксплуатации определяется реальный спектр собственных частот и логарифмических декрементов колебаний теплоносителя.

Результаты проведенного исследования показывают, что повышение сейсмостойкости АЭС с ВВЭР при землетрясениях может быть достигнуто путем уменьшения уровня воды в компенсаторе давления и длины дыхательного трубопровода.

На основе анализа разрушений, на АЭС Фукусима Daiichi-1, вызванных землетрясением, МАГАТЭ поставило задачу разработки более строгих требований и норм для повышения сейсмостойкости объектов ядерно-топливного цикла и атомной энергетики. Очевидно, что для обеспечения сейсмической надежности конструкций и технологических систем АЭС должны быть проведены исследования с целью определения декрементов затухания сейсмических воздействий в конструкциях и технологических системах АЭС, а также с целью предотвращения возникновения в них вибрационных и акустических резонансов (ВАР) с колебаниями, вызванными землетрясением.

Новые требования и нормы еще предстоит разработать, но их соблюдение будет обязательным для проектируемых и строящихся АЭС.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Ананьев, А.Н. и др.* Сейсмическая безопасность атомных станций [Текст]/ А.Н. Ананьев, С.П. Казновский, П.С. Казновский, В.И. Лебедев, Х.Д. Чеченов – М. : МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2011. – 230 с.
2. *Proskuryakov K.N.* Estimation of Dynamic Loading on a Design of the Atomic Power Stations Resulting Seismic Influences. Paper448790 Nagoya, Japan, December 11-16, 2011.

3. Лепендин, Л.Ф. Акустика [Текст] / Л.Ф. Лепендин – М. : Высшая школа, 1978. – 272 с.
4. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. НП-031-01 [Текст] // Вестник Госатомнадзора России. – 2001. – №3. – С. 64–88.
5. Яскеляин, А.В. Исследование гидравлического удара в жидкости при колебаниях трубопровода [Текст] / А.В. Яскеляин // Проблемы прочности и пластичности. – 2008. – №70. – С. 62-70.

## **Influence of pressurizer on logarithmic decrement of pressure oscillations in primary circuit of WWER-1000**

**K.N. Proskuryakov\*, P.A. Romanov\*\***

*National Research University Moscow Power Engineering Institute,  
14 Krasnoznamennaya St., Moscow, Russia 111250  
e-mail\*: ProskuriakovKN@mpei.ru ; e-mail\*\*: truepachenko@mail.ru*

**Abstract**– Objectives of the study are to determine the decrements of damping rates of seismic impacts in the primary circuit of a nuclear power plant and to prevent vibration and acoustic resonance with the vibrations caused by an earthquake. The results of calculations of Q-quality and the logarithmic decrement of damping pressure in heat-transfer in nuclear power plants with WWER – 1000 are presented. It is showed that the logarithmic decrement is less than the standard value and depended on the water level in the pressurizer.

*Keywords:* logarithmic decrement, earthquake resistance, frequency, oscillations, Q-quality.

УДК 621.181.29

## ПРИНЦИПЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ АЭС С АККУМУЛЯТОРАМИ ТЕПЛОВОЙ ЭНЕРГИИ ПРИ ИЗМЕНЕНИИ НАГРУЗКИ ЭНЕРГООБЛОКА

© 2013 г. В.В. Бажанов\*, И.И. Лощаков\*\*, А.П. Щуклинов\*\*

\* ОАО «Научно-производственное объединение по исследованию и проектированию энергетического оборудования им. И.И. Ползунова» (ОАО «НПО ЦКТИ»), Санкт-Петербург

\*\* Санкт-Петербургский государственный политехнический университет (ФГБОУ ВПО «СПбГПУ»), Санкт-Петербург

Поступила в редакцию 15.02.2013 г.

В статье приводятся способы регулирования АЭС с аккумуляторами тепловой энергии, обеспечивающие переменную мощность турбогенератора при участии АЭС в регулировании частоты тока в сети. По причине различия режима зарядки и разрядки аккумуляторов тепловой энергии предлагаемые способы регулирования рассматриваются для этих режимов отдельно. Исследование проведено применительно к одному из возможных вариантов проекта энергоблока АЭС с ВВЭР N<sub>НОМ</sub> = 1200 МВт и системой аккумулирования тепловой энергии с несущественными с точки зрения рассматриваемого вопроса отклонениями в схеме, мощности и конструкции системы относительно опубликованных данных по проекту.

*Ключевые слова:* АЭС, система аккумулирования тепловой энергии (САТЭ), регулирование частоты тока.

### ВВЕДЕНИЕ

На международной научно-практической конференции «Безопасность ядерной энергетики» в 2012 году в нашей статье [1] были поставлены задачи по обоснованию возможности участия АЭС в регулировании частоты тока в сети без привлечения реакторной установки. В ходе исследований поставленные задачи были значительно уточнены.

Исследования проводилось применительно к энергоблоку АЭС 2006 (N<sub>НОМ</sub> = 1200 МВт) с системой аккумулирования тепловой энергии (САТЭ) разработки ВНИИАЭС с небольшими отклонениями, вызванными в основном удобством моделирования динамики. Система аккумулирования была рассчитана на максимальную мощность ночной разгрузки энергоблока 16,6% N<sub>НОМ</sub>.

Изменение мощности в режимах зарядки и разрядки САТЭ происходит разными средствами, поэтому способы регулирования энергоблока различны для режима зарядки и режима разрядки, и рассматриваются отдельно.

При зарядке САТЭ изменение мощности турбоустановки производится изменением количества пара подаваемого на турбину, а при разрядке – изменением количества пара, отбираемого на регенеративную установку. В промежуточном режиме, когда нет ни зарядки, ни разрядки изменение мощности энергоблока при регулировании частоты тока может производиться аналогично режиму разрядки.

В соответствии с [2] максимальное требуемое изменение мощности равно  $\pm$

$2\%N_{\text{НОМ}}$  при нормированном первичном регулировании (НПРЧ) и  $+2-8\%N_{\text{НОМ}}$  при общем первичном регулировании (ОПРЧ), причём за первые 10 сек должно быть отработано не менее 50% требуемого изменения мощности.

При удовлетворении данных требований можно утверждать, что энергоблок с аккумуляторами тепловой энергии способен участвовать в регулировании частоты тока в сети.

### Регулирование энергоблока АЭС в режиме зарядки САТЭ

Режим зарядки рассматривается при изменении мощности турбины на  $\pm 10\% N_{\text{НОМ}}$ , существенно превышающем максимально требуемое значение для АЭС при регулировании частоты тока, но наглядно демонстрирующем возможность поддержания давления пара в ПГ средствами САТЭ в указанном режиме без изменения мощности реактора.

Расчёты проводились на специально разработанной динамической модели, имитирующей работу одной четвёртой части подсистемы зарядки САТЭ.

Способ регулирования энергоблока при режиме зарядки, в котором ключевую роль играет теплообменник зарядки, представлен на рисунке 1. Сигналом на изменение расхода пара в теплообменник зарядки, осуществляемое изменением положения соответствующих регулирующих клапанов, может являться отклонение от заданного значения давления пара в парогенераторе или перед регулирующим клапаном турбины, вызванное изменением расхода пара на турбину. Если это отклонение, по своей величине находящееся в зоне нечувствительности регулятора давления, задействованного на изменение мощности реактора, обрабатывается теплообменником зарядки, то можно считать, что АЭС с САТЭ удовлетворяет требованиям участия энергоблока в регулировании частоты тока сети. Измеренная величина расхода пара поступает в качестве задания на регулятор расхода масла и регулятор уровня конденсата.

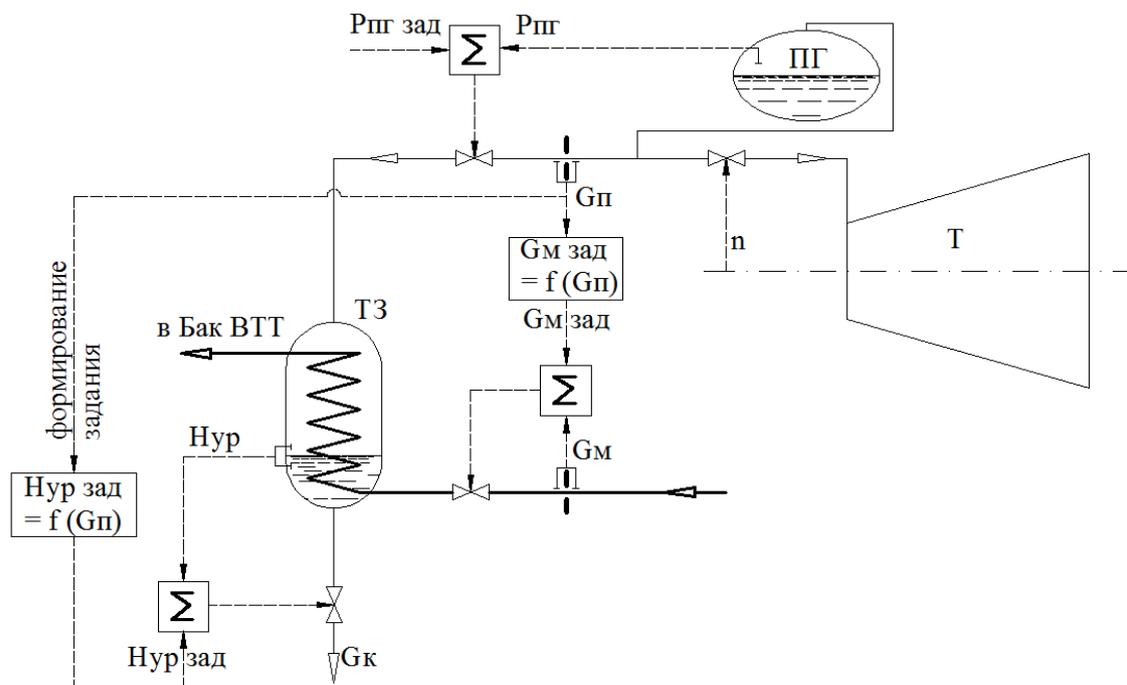


Рис. 1. Способ регулирования энергоблока при режиме зарядки

Результаты расчёта представлены на рисунке 2 в виде графиков изменения во времени основных параметров, характеризующих динамику энергоблока при скачкообразном увеличении нагрузки на 10%  $N_{НОМ}$  с последующим, после окончания переходного процесса, скачкообразным возвратом в начальное состояние, выдержки в этом состоянии и скачкообразным сбросом нагрузки на те же 10%  $N_{НОМ}$ .

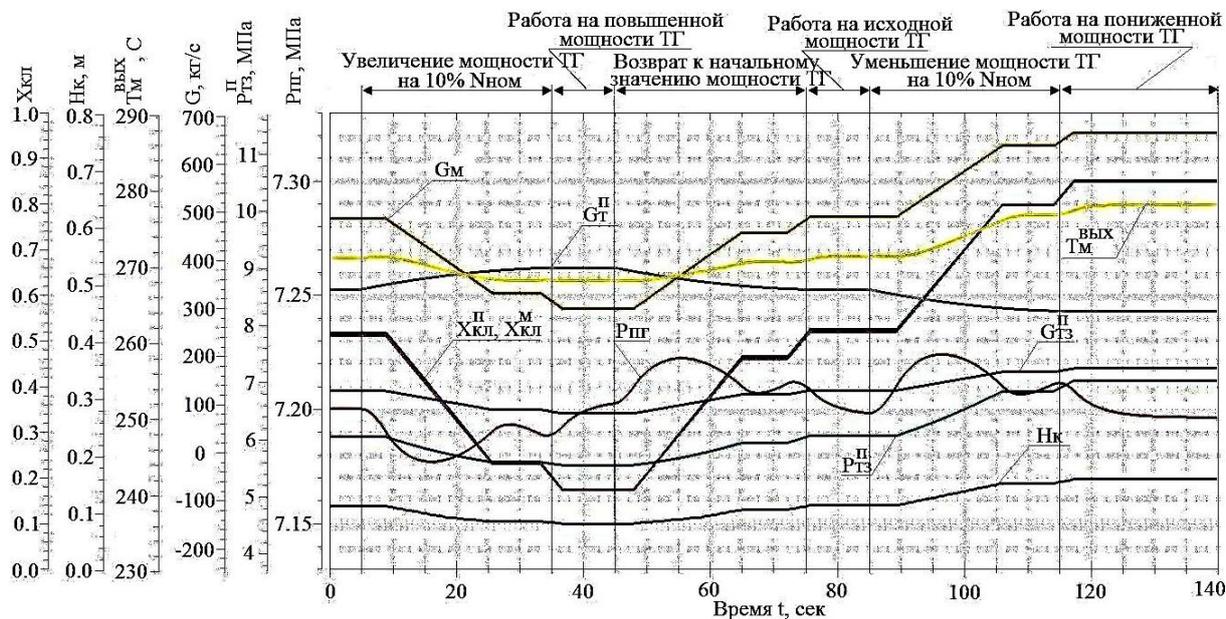


Рис. 2. Графики изменения во времени основных параметров теплообменника зарядки САТЭ при набросе и последующем сбросе нагрузки энергоблока АЭС

На рисунке используются следующие обозначения: расход пара на турбину  $G_{т}^{\Pi}$  и в теплообменник зарядки  $G_{г}^{\Pi}$ , давление пара в парогенераторе  $P_{ПГ}$  и в теплообменнике зарядки  $P_{ТЭ}$ , расход нагреваемого масла  $G_{М}$ , положение регулирующих клапанов  $X_{КЛ}^{\Pi}$  и  $X_{КЛ}^M$ , положение уровня конденсата в теплообменнике  $H_{К}$ .

Из представленных графиков можно видеть, что отклонение давления пара в парогенераторе от заданного значения 7,2 МПа на протяжении всего исследуемого процесса регулирования при отклонении мощности турбины относительно начального значения сначала на +10%  $N_{НОМ}$ , затем на -10%  $N_{НОМ}$  не превышает 0,03 МПа. Данное отклонение не выходит за пределы зоны нечувствительности датчика давления регулятора мощности реактора.

### Регулирование энергоблока АЭС в режиме разрядки САТЭ

Способ системы регулирования мощности энергоблока при режиме разрядки представлен на рисунке 3. Предлагается способ регулирования без участия теплообменника разрядки высокого давления (ТРВД). Из всей регенеративной системы сброс пара при регулировании осуществляется в четвертый подогреватель низкого давления, расположенный перед деаэратором. При рассмотрении питательного тракта и сбросе пара в один из подогревателей высокого давления возникает сложность работы двух последовательно работающих регулирующих клапанов на этом тракте (регулирующий уровень пароводяной смеси в ПГ и расход питательной воды на ТРВД), представляющая значительные трудности в реализации.

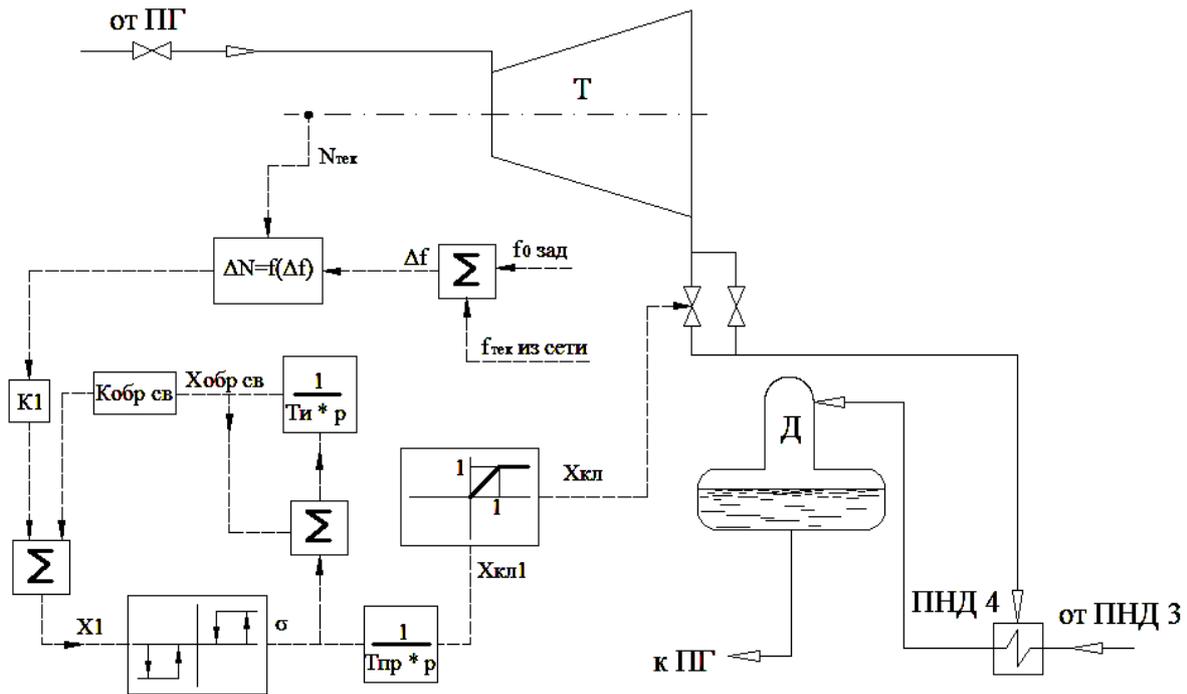


Рис. 3. Способ регулирования энергоблока при режиме разрядки

На сегодняшний момент в динамической модели, имитирующей режим разрядки, используется упрощенная модель динамики турбины. Для представления результатов представленного режима в данную модель необходимо внести ряд уточнений.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные результаты при режиме зарядки свидетельствуют, что исследуемая система регулирования давления пара в парогенераторе обеспечивает поддержание давления в парогенераторе при сбросах и увеличениях нагрузки с качеством, исключающем необходимость участия, в процессе регулирования, реакторной установки, причём в диапазоне нагрузок, существенно выходящих за рамки существующих требований к АЭС при их участии в регулировании частоты тока.

Для получения корректных результатов в режиме разрядки динамическая модель, имитирующая режим разрядки, требует доработок.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бажанов, В.В. и др. К вопросу участия АЭС в регулировании частоты тока и мощности энергосистемы [Текст] / В.В. Бажанов, И.И. Лошаков, А.П. Щуклинов// Глобальная ядерная безопасность. – 2012. – №2–3(4). – С. 104–107.
2. Нормы участия энергоблоков АЭС в нормированном первичном регулировании частоты. СТО 5912820.27.120.20.002-2010 [Текст].–М. : ОАО «СО ЕЭС», 2010. – 34 с.

## The principles of regulation of nuclear power plants with thermal energy accumulators in the process of changing the power unit loading

V.V. Bazhanov\*, I.I. Loshchakov\*\*<sup>1</sup>, A.P. Shchuklinov\*\*<sup>2</sup>

\* «I.I. Polzunov Scientific Production Association of Power Equipment Research and Design» (JSC «SPA CBTI»), 3/6 Atamanskaya St, St. Petersburg, Russia 191167, e-mail: vladislavbazhanov@yandex.ru

\*\* St. Petersburg State Polytechnic University, 29 Politekhnicheskaya St., St. Petersburg, Russia 195251 e-mail<sup>1</sup>: loshchakov@mail.ru ; aiteu@spbstu.ru e-mail<sup>2</sup>: mupol@mail.ru

**Abstract** – This article presents the methods of regulation of nuclear power plants with thermal energy accumulators which ensure variable power of turbine generator with the participation of nuclear power plants in regulating the frequency of the current in the network. By reason of difference between the charging mode and discharging mode of thermal energy accumulators the methods for regulating, proposed for these modes, are considered separately. The research was performed in relation to one of possible variants of the project for unit VVER reactor  $N_{nom} = 1200$  MW and thermal energy accumulation system with slight variations in the scheme, capacity and structure of the system relative to the published data of the project.

*Keywords:* nuclear power plant, thermal energy accumulation system, regulation the frequency of the current.

УДК 621.311:621.039

## ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ ОБОРУДОВАНИЕ, ПРИМЕНЯЕМОЕ В РАБОТАХ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АЭС

© 2013 г. А.И. Берела, А.Г. Федотов, С.А. Томилин

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

Поступила в редакцию 14.02.2013 г.

Вывод блоков АЭС из эксплуатации – актуальная проблема современной атомной энергетики, успешное решение которой во многом предопределяет ее дальнейшее развитие. В России в качестве основного принят вариант вывода из эксплуатации, предполагающий сохранение блока под наблюдением в течение срока, достаточного для снижения радиоактивности конструкций до уровня, позволяющего проводить демонтажные работы при приемлемых дозовых затратах.

Значительные масштабные работы должны проводиться уже в ближайшее время при подготовке остановленных блоков к длительному сохранению: демонтаж низкоактивного оборудования и трубопроводов, разделка эксплуатационных радиоактивных отходов, герметизация канальных реакторов и др.

Технология и технологическое оборудование выполнения данных работ должны отвечать современному уровню, требованиям радиационной и технической безопасности, условиям дистанционного ведения работ.

В работе показаны выполненные разработки технологического оборудования для указанных работ, в том числе, получивших практическое применение. На основании имеющегося опыта разработки и применения такого оборудования сделан вывод о реальной возможности успешного проведения работ по подготовке блоков, выводимых из эксплуатации, к длительному сохранению под наблюдением.

*Ключевые слова:* блок, вывод, эксплуатация, радиоактивность, безопасность, технология, фрагментация, останов, сохранение, ликвидация, демонтаж, фон, модуль, кабина, пенал, шпиндель, резка, видеонаблюдение, защита, шахта, пила.

Вывод из эксплуатации блока атомной электрической станции (АЭС) – деятельность, осуществляемая после удаления ядерного топлива и ядерных материалов с блока АЭС, направленная на достижение заданного конечного состояния блока АЭС, исключающая использование его в качестве источника энергии и обеспечивающая безопасность работников (персонала), населения и окружающей среды [1].

Показатели и характеристики конечного состояния блока АЭС после вывода из эксплуатации должны обеспечить возможность его освобождения из-под контроля органов государственного регулирования в части радиационной безопасности с приведением занимаемой им территории в состояние, пригодное для дальнейшего использования.

Основными причинами для принятия решения о выводе из эксплуатации блока АЭС могут быть:

- истощение проектного срока службы основного технологического элемента (узла, систем, оборудования), замена которого невозможна или экономически невыгодна;
- наличие неустраняемых причин потенциальной опасности (ядерной, радиационной) для персонала или окружающей среды;
- аварии и катастрофы техногенного или природного характера, приводящие к

появлению условий, препятствующих возможности дальнейшей эксплуатации блока АЭС.

В настоящее время по два блока первой очереди Белоярской АЭС и Нововоронежской АЭС окончательно остановлены. Эти блоки находятся в режиме подготовки к выводу из эксплуатации и эксплуатируются в соответствии с лицензиями Ростехнадзора «Эксплуатация ядерной установки блока, остановленного для вывода из эксплуатации».

Работы, выполняемые на этих блоках, позволяют накопить необходимый опыт, разработать организационные, технические, технологические и проектно-конструкторские решения, которые впоследствии будут использованы при подготовке к завершению работы и выводе из эксплуатации других российских АЭС, а так же продемонстрировать широкой общественности возможность осуществления безопасного вывода блоков АЭС из эксплуатации.

Назначенный проектом срок службы (30 лет) 17 блоков АЭС закончился или близок к окончанию. Решением Минатома России от 31.10.2002 и Программой работ по подготовке к продлению срока эксплуатации блоков АЭС приняты следующие сроки продления эксплуатации действующих энергоблоков сверх тридцатилетнего периода:

- для блоков АЭС с реакторами РБМК первого и второго поколения и ВВЭР первого поколения – на 15 лет;
- для блоков АЭС с реакторами ВВЭР второго поколения – на 25 лет.

Таким образом, начало планового останова блоков АЭС для вывода из эксплуатации можно ожидать, начиная с 2016 года.

Вывод из эксплуатации блоков АЭС – новое, развивающееся направление деятельности эксплуатирующей организации ОАО «Концерн Росэнергоатом». Деятельность в данном направлении ОАО «Концерн Росэнергоатом», его филиалов и поддерживающих организаций и институтов носит научно-исследовательский и опытно-конструкторский характер.

Безопасное обращение с радиоактивными отходами АЭС как при эксплуатации, так и при выводе из эксплуатации, является задачей, от решения которой зависит доверие общества к атомной энергетике и ее развитие, как одного из основных источников энергии.

Согласно [2], основные этапы подготовки и вывода блока АЭС из эксплуатации включают следующие мероприятия:

- подготовку блока к выводу из эксплуатации(в рамках условий действия лицензии на эксплуатацию энергоблока);
- окончательный останов энергоблока;
- подготовку блока к выводу из эксплуатации(в рамках условий действия лицензии на эксплуатацию энергоблока, остановленного для вывода из эксплуатации), включающую:

- 1) перевод энергоблока АЭС в ядерно-безопасное состояние (удаление ядерного топлива из активной зоны реактора и, в дальнейшем, с территории блока АЭС);
  - 2) удаление радиоактивных рабочих сред и эксплуатационных радиоактивных отходов с энергоблока АЭС и их переработка;
  - 3) разработку всей необходимой технической и разрешительной документации, получение лицензии Ростехнадзора на вывод из эксплуатации энергоблока;
- вывод блока АЭС из эксплуатации.

Вывод энергоблока из эксплуатации, как заключительная стадия его жизненного цикла состоит, из трех этапов:

- подготовка блока к сохранению под наблюдением;

- сохранение блока АЭС под наблюдением (от 30 до 90 лет);
- ликвидация блока АЭС, как «радиационного» объекта.

К настоящему времени по такому сценарию разработаны, утверждены и представлены в Ростехнадзор программы вывода из эксплуатации для 28 блоков АЭС с реакторами различного типа.

На этапе подготовки блока к сохранению выполняются значительные по объему демонтажные работы, в которых проводится разделка демонтируемого оборудования на фрагменты для последующей контейнеризации и транспортирования на переработку или хранение.

При организации технологического процесса вывода из эксплуатации блоков АЭС следует отдавать предпочтение:

- научно-обоснованным и практически отработанным технологиям;
- процессам, при осуществлении которых возможно уменьшение количества выбросов и сбросов;
- технологиям, характеризующимся минимальным количеством образующихся радиоактивных отходов и имеющим наиболее простые и надежные способы их сбора, переработки, транспортирования, хранения и захоронения;
- технологиям без образования взрыво- и пожароопасных веществ и их концентраций.

Для снижения облучаемости персонала необходимо предусматривать:

- возможность демонтажа и транспортирования высокоактивных конструкций реактора и оборудования с использованием защитных кабин и экранов;
- дезактивацию, при необходимости, оборудования и помещений перед началом работ и после окончания работ с последующим радиационным контролем.

Важной предпосылкой принятия решений по применению средств технологического оснащения служит условная классификация помещений блока АЭС по уровню радиационного фона. В помещениях, где в демонтажных работах участвует персонал, используются ручные и механизированные средства технологического оснащения. В остальных помещениях работы должны проводиться с применением дистанционно-управляемой техники.

В целом демонтаж оборудования должен быть обеспечен достаточно развитой номенклатурой технологического оборудования, инструмента и оснастки, соответствующих специфике ведения работ и современному техническому уровню, при их целесообразной унификации и применении. Определенные работы в данном направлении выполнены с участием авторов в сотрудничестве с ОАО «НИКИЭТ» и ОАО «ВНИИАМ».

*Фрагментирующая и транспортно-перегрузочная установки.* Радикальным решением проблемы демонтажа оборудования в помещениях с высоким радиационным уровнем является применение малогабаритных передвижных установок с дистанционным управлением, оснащенных манипуляторами и грузоподъемными устройствами.

Для проведения демонтажных работ в помещении приводов системы управления защитой (СУЗ) при герметизации реактора АМБ–100 Белоярской АЭС для длительного хранения разработаны технические проекты фрагментирующей и транспортно-перегрузочной установок, имеющие общие конструктивные элементы.

Фрагментирующая установка показана на рисунке 1 в рабочем положении. Высота помещения 4,5 м. В транспортном положении стрела 4 складывается, тогда габариты установки (2900x1100x1200 мм) позволяют ей перемещаться в помещение через проем, разделяемый по месту расположения в стене защитной двери, а в нем – под потолочными приводами СУЗ. Масса такой установки составляет 2800 кг.

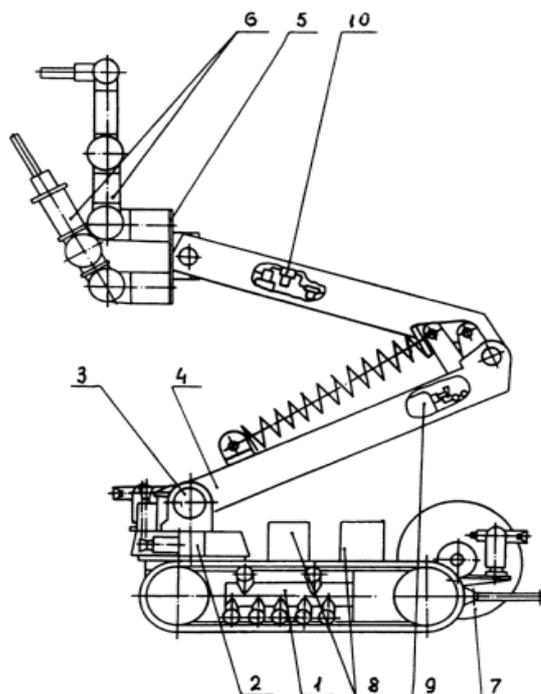


Рис. 1. Фрагментирующая установка

Установка смонтирована на гусеничном шасси 1 с электроприводом. Силовые и аппаратные кабели подводятся через кабелеукладчик 7. Стрела 4 опирается шарнирными опорами 3 на приводную поворотную платформу 2. На конце стрелы имеется приводной поворотный суппорт 5, на нем установлены два манипулятора 6 – грузовой и инструментальный с грузоподъемностью 1000 и 300 Н соответственно.

На шасси располагаются понижающие трансформаторы 8 для питания инструмента контактно-дуговой резки. В полости стрелы размещены баллоны 9 сжатого воздуха и система 10 воздухоподготовки для автономного питания пневматических приводов захватов, которыми оснащаются манипуляторы. Кроме того, на шасси и стреле монтируется система местного отсоса и фильтрации пылегазовыделений в зоне резки. Смена узла фильтрации производится с помощью грузового манипулятора установки.

Транспортно-перегрузочная установка выполняет вспомогательные операции, работает совместно с фрагментирующей установкой и оснащена манипулятором грузоподъемностью 1000 Н и телескопическим подъемником, на котором могут устанавливаться вилы или захват. Установка имеет конструкцию аналогичную фрагментирующей, но на ней измененное расположение кабелеукладчика, нет подъемной стрелы и системы местного отсоса.

Обе установки оснащены телевизионной системой наблюдения. Затраты на приобретение таких установок значительны, например, только стоимость манипулятора требуемой характеристики, производимой фирмой «Ансальдо» (Италия), составляет до \$ 1800000. Высокая стоимость демонтажных работ в помещениях с высоким радиационным фоном является одним из факторов целесообразности их выполнения после этапа длительного сохранения под наблюдением, когда радиационный фон снизится до приемлемого уровня для доступа персонала в зону работ и применения менее сложных и дорогих средств технологического оснащения.

*Машина герметизации реакторного пространства.* Для выполнения работ на

верхней плите реактора второго блока Белоярской АЭС предложена машина герметизации реакторного пространства (МГРП) [3]. Основой МГРП является модуль технологический (МТ), разработанный ранее и примененный для герметизации реакторного пространства первого блока. МГРП разработана с учетом:

- приспособленности к условиям размещения в рабочей зоне над реактором при снятой биологической защите центрального перекрытия и высоком радиационном фоне;
- возможности применения промышленного технологического оборудования, оснастки, инструмента;
- выполнения персоналом части технологических операций ручным инструментом и приспособлениями из кабин;
- выполнения операций, объекты воздействия которых разнесены по высоте от отметки пола центрального зала (+16,4) до отметки верхней плиты (+13,9), т.е. на расстоянии 2,5 м;
- обеспечения визуального контроля рабочей зоны и хода операций, в том числе приборного, из двух кабин, обеспечивающих «теневую» радиационную защиту персонала.

МГРП состоит из следующих основных агрегатов и систем (рисунок 2):

- моста 1, перемещающегося по рельсам, уложенным на полу ЦЗ;
- тележки 2, перемещающейся по рельсам, уложенным на мосту;
- модуля технологического (МТ) 3 в составе кабины, навесных устройств координатного перемещения технологического инструмента и оснастки, приборов видеонаблюдения;
- защитной кабины 4, оснащенной грузоподъемным устройством;
- защитного пенала 5 для «грязного» инструмента;
- системы управления.

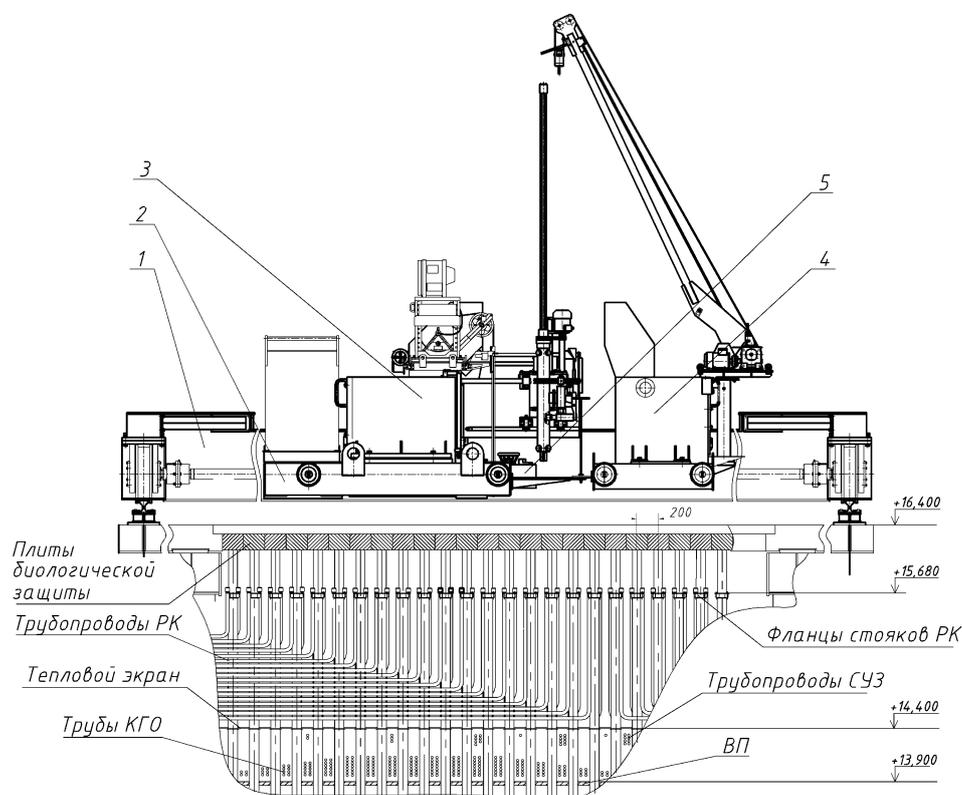


Рис. 2. Машина герметизации реакторного пространства

Ходовая часть МГРП, включающая мост 1 и тележку 2, позволяет производить координацию положения МТ и защитной кабины 4 относительно вскрываемых рабочих зон на центральном перекрытии. Управление перемещением моста и тележки осуществляется из кабины МТ. Режим перемещения толчковый и непрерывный.

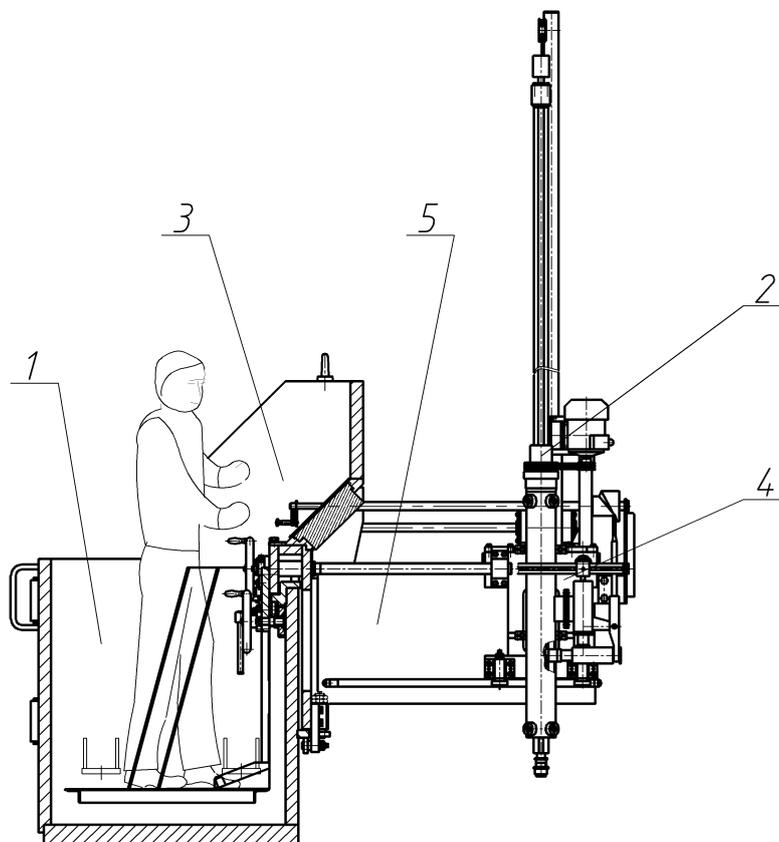


Рис. 3. Технологический модуль машины герметизацииреакторного пространства

Базовый элемент МТ – кабина 1 (рисунок 3), главное назначение которой – радиационная защита персонала, выполняющего как механизированные, так и ручные технологические операции. Для механизации операций на лобовую стенку кабины навешана каретка 3, перемещающаяся на роликовых опорах вдоль стенки по установленным на ней направляющим. На съемной консоли 5 каретки по ее направляющим перемещается суппорт 4. На суппорте закреплен шпиндельный узел 2, состоящий из корпуса, по внутренним роликовым опорам которого перемещается вертикально полая штанга. Величина перемещений каретки и суппорта в горизонтальной плоскости (874x620 мм) образуют сечение рабочей зоны, достаточной для выполнения разнообразных операций на верхней плите реактора.

Вращение шпинделя получает в нижнем (рабочем) положении от электропривода и муфты. Величина вертикального перемещения штанги (2790 мм) обеспечивает возможность обслуживания быстросменного патрона шпинделя в верхнем положении и выполнения работ на верхней плите реактора при его нижнем положении.

В связи с необходимостью применения термической резки при демонтаже трубопроводов проработана установка на МТ плазмотрона ручной резки и промышленного пылесоса для отсоса пылегазовой смеси, образующейся при плазменной резке.

Дополнительно к технологическому оснащению на каретку кабины установлена

съемная система видеонаблюдения, в которой приборная штанга имеет возможность трехкоординатного перемещения.

Из защитной кабины 4 (см. рисунок 2) выполняются основные и вспомогательные переходы операций ручными приспособлениями и с применением грузоподъемного устройства.

Конструкция пенала 5 для сменного инструмента (см. рисунок 2) позволяет выполнять с использованием быстросменного патрона шпинделя дистанционную замену щеток, получающих радиоактивное загрязнение в операциях очистки верхней плиты и полости стояков.

Расположение кабины МТ в рабочей зоне и конфигурация радиационного поля в ней при вскрытой биологической защите представлены на рисунке 4. На основании данной схемы в ОАО «НИКИЭТ» по программе MCNP, в которой реализован метод Монте-Карло в трехмерной геометрии, выполнил расчеты толщины стальных листов кабины, защитного смотрового стекла и мощность экспозиционной дозы гамма-излучения в кабине.

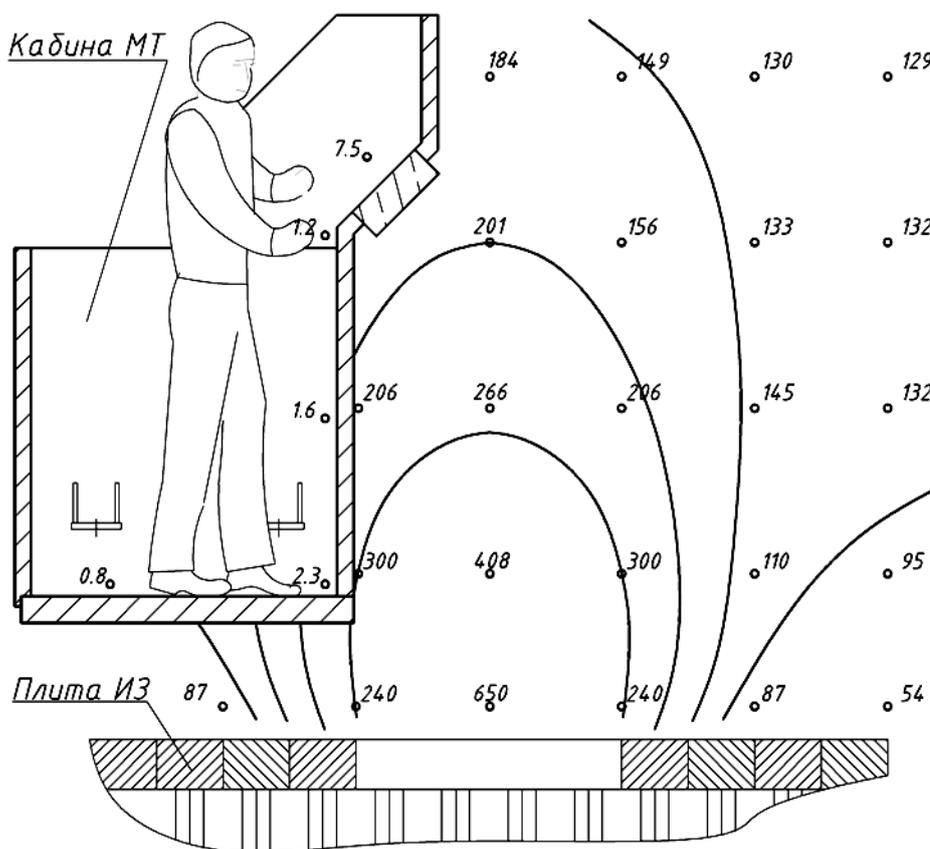


Рис. 4. Схема расчета радиационной защиты кабины технологического модуля машины герметизации реакторного пространства

На основании расчетов принята толщина вертикальных стенок кабины, равная 50 мм, толщина пола – 80 мм. Уменьшение толщины вертикальных стенок связано с их угловым расположением относительно направления радиационного излучения.

Также для обеспечения радиационной безопасности работ применено защитное смотровое стекло толщиной 100 мм. Аналогичные решения по радиационной безопасности персонала приняты для защитной кабины МГРП.

При выполнении данных условий расчетная мощность экспозиционной дозы гамма-излучения в кабине технологического модуля будет составлять не более 50 мкЗв/ч в зависимости от местонахождения кабины над верхней плитой реактора. Это позволит персоналу выполнять из кабины МТ работы на верхней плите реактора при условии сокращения длительности рабочей смены и не превышения планируемой дозы облучения.

Использование грузоподъемного устройства защитной кабины повышает оперативность и производительность работ по сравнению с использованием крана ЦЗ при подъеме и перемещении объектов в рабочей зоне.

*Действующий макет установки фрагментации длинномерных пеналов с облученным графитом.* Ряд конструкторско-технологических решений, принятых при проектировании макета, определил перспективность будущего применения установки для разделки на фрагменты длинномерных пеналов круглого ( $\varnothing 325$ ) и квадратного (240x240 мм) сечений, а также при последующей модернизации – и трубных длинномерных радиоактивных отходов.

В наибольшей степени это относится к расположению установки над штатной технологической шахтой ЦЗ, где размещается шахтный подъемник установки для размещения длинномерных радиоактивных отходов, и, как следствие, к возможности существенного снижения мощности ионизирующего излучения в рабочей зоне и ЦЗ.

Целесообразно решение по применению в качестве режущего инструмента сабельной пилы, осуществляющей резку без выноса стружки из зоны резания (стружка имеет радиоактивное загрязнение) и по всему поперечному сечению пенала (или трубы) за счет движения круговой подачи, достаточно простого в техническом исполнении.

В модернизированном варианте макет был смонтирован и испытан на Белоярской АЭС. Положительные результаты испытаний позволили рекомендовать макет для фрагментации трубных длинномеров, в то время как для разделки пеналов с графитом необходимо доработать, изготовить и смонтировать для них шахтный подъемник с необходимой высотой подъема (около 14 м).

*Заключение.* Вывод из эксплуатации блоков АЭС – предстоящая широкомасштабная и долговременная акция в атомной энергетике, во многом определяющая ее развитие. В ходе вывода из эксплуатации блоков АЭС предстоит выполнить большой объем подготовительных и демонтажных работ в радиационно-опасных условиях. Имеющийся опыт таких работ, выполненные разработки технологий и средств технологического оснащения показали возможность их успешного проведения с соблюдением требований радиационной безопасности.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. НП-012-99. Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции. Госатомнадзор России [Текст]. – М., 1999.
2. РД ЭО 0013-93. Основные положения по снятию с эксплуатации блоков АС, отработавших проектный срок службы. Руководящий документ эксплуатирующей организации [Текст]. – М., 1994.
3. 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.

## Manufacturing equipment for NPP units withdrawal

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

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,  
73/94 Lenin St., Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360,  
e-mail: VITikafMPM@mephi.ru ; SATomilin@mephi.ru*

**Abstract** – NPP units withdrawal is an urgent problem of modern nuclear energy, successful solving of it will greatly predetermine further development of this sector.

In Russia the main variant of withdrawal presupposes keeping the unit under observation for the period ample for reducing radioactivity of constructions to the level which permits disassembling in conditions of permissible doses.

In the near future large-scale work will be done in the process of preparation of aborted units for long conservation: disassembling of equipment and pipelines, radioactive waste disposal, closure of pressure tube reactors.

Technology and technological equipment for this work must meet the modern requirements of radiation and technical safety, the conditions of remote job execution.

This article presents the results of technological equipment engineering for aforesaid works including the technologies which have already been used in practice. On the base of this experience it is possible to draw a conclusion that preparation of aborted units for long conservation under observation will be successful.

*Keywords:* unit, withdrawal, exploitation, radioactivity, safety, technology, fragmentation, conservation, liquidation, disassembling, background, module, box, spindle, cutting, video monitoring, protection, mine, saw.

УДК 621.039.524.441

## ВОДООХЛАЖДАЕМЫЙ РЕАКТОР СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМ ДАВЛЕНИЕМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ: ОСОБЕННОСТИ РЕГУЛИРОВАНИЯ, РАЗОГРЕВА И РАСХОЛАЖИВАНИЯ

© 2013 г. А.Л. Сироткина, И.И. Лощаков

*Санкт-Петербургский государственный политехнический университет  
(ФГБОУ ВПО «СПбГПУ»), Санкт-Петербург*

Поступила в редакцию 15.02.2013 г.

В работе рассматривается проблема регулирования водоохлаждаемого реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя. Оценивается влияние спектрального регулирования, строятся статические характеристики, предлагается вариант разогрева и расхолаживания реактора с ограниченным использованием борной кислоты.

*Ключевые слова:* водоохлаждаемый реактор, сверхкритическое давление, спектральное регулирование, статические характеристики.

Водо-водяные реакторы под давлением (реакторы типа ВВЭР) на сегодняшний день являются одними из наиболее распространенных. Имеется бесценный опыт эксплуатации, выявлены сильные и слабые стороны технических, конструктивных и технологических решений [1].

Основные недостатки ВВЭР – относительно низкая температура теплоносителя на выходе из активной зоны (320 °С), следовательно, невысокая эффективность энергоблока; высокий запас реактивности в начале кампании (около 20%) – множество поглотителей для компенсации.

Оба недостатка могут быть преодолены путем перехода к сверхкритическим параметрам теплоносителя. Повышение давления до 23,5 – 25,0 МПа и температуры теплоносителя до 380–540 °С позволит:

- резко повысить к.п.д. энергоблока. В расчетах, проведенных нами для двухконтурной установки, получен к.п.д. 40–41%, что хорошо согласуется с результатами исследования [2]. В одноконтурной установке средний к.п.д. составит  $44\pm 1\%$ , в канадских проектах (за счет повышения температуры теплоносителя до 625 °С) – 48% [3];

- избежать критического теплового потока, который может привести к пережогу твэлов [4];

- благодаря большому приросту энтальпии теплоносителя при прохождении через активную зону при сравнимой мощности иметь гораздо меньший расход – уменьшить потребляемую мощность ГЦН приблизительно в 3 раза;

- из-за резкого изменения плотности теплоносителя в окрестности точки "псевдофазового" перехода осуществлять регулирование реактора изменением спектра нейтронов.

К реакторным установкам (РУ) поколения IV будут предъявляться повышенные требования по маневренности. В связи с этим применительно к водоохлаждаемому реактору со сверхкритическим давлением теплоносителя (ВВЭР-СКД) должны быть рассмотрены следующие задачи:

- оценка возможностей применения спектрального регулирования: дополнительный запас реактивности, ухудшение теплоотдачи;

- построение статических характеристик;
- разработка возможных вариантов работы реактора в течение кампании с учетом изменения параметров при использовании спектрального регулирования;
- предложение возможных вариантов проведения разогрева и расхолаживания с ограниченным использованием борной кислоты.

В работе [5] нами показано, что современными промышленными средствами принципиально может быть изготовлено оборудования для реакторной установки со следующими параметрами (табл.1):

**Таблица 1.** Характеристики исследуемого реактора

Параметр	Значение
Тип реактора	Водо-водяной под давлением
Спектр	Тепловой
Тепловая мощность, МВт	1280
Рабочее давление, МПа	23,5
Температура на входе, начало/конец кампании, °С	365/345
Температура на выходе, начало/конец кампании, °С	381/379
Тип топлива	Диоксид урана UO <sub>2</sub>
Обогащение по <sup>235</sup> U, %	3,0
Геометрические характеристики корпуса реактора	
Максимальный внутренний диаметр, мм	2800
Толщина днища, мм	225,0
Толщина гладкой обечайки полукорпуса нижнего, мм	197,5
Толщина обечайки зоны патрубков, мм	285,0
Толщина фланца корпуса, мм	465,0
Диаметр патрубков подвода/отвода теплоносителя, мм	400,0

Данное исследование производится для установки с параметрами, приведенными в таблице 1. Рассматриваемая РУ – двухконтурная, с петлевой компоновкой. Это предполагает наличие выделенных парогенераторов. Их параметры были выбраны следующими (табл. 2):

**Таблица 2.** Основные характеристики парогенератора

Параметр	Значение
Тип парогенератора	Прямоточный
Параметры пара (давление, МПа / температура, °С)	15,0 / 360
Материал трубок ПГ	0X18H10T
Материал корпуса ПГ	10ГН2МФА
Параметры трубки ПГ (диаметр / толщина стенки, мм)	12x2
Число трубок ПГ	3928
Диаметр корпуса ПГ (внутренний), мм	952
Толщина стенки корпуса ПГ, мм	60
Толщина днища (крышки) корпуса ПГ, мм	120
Толщина трубной доски, мм	220

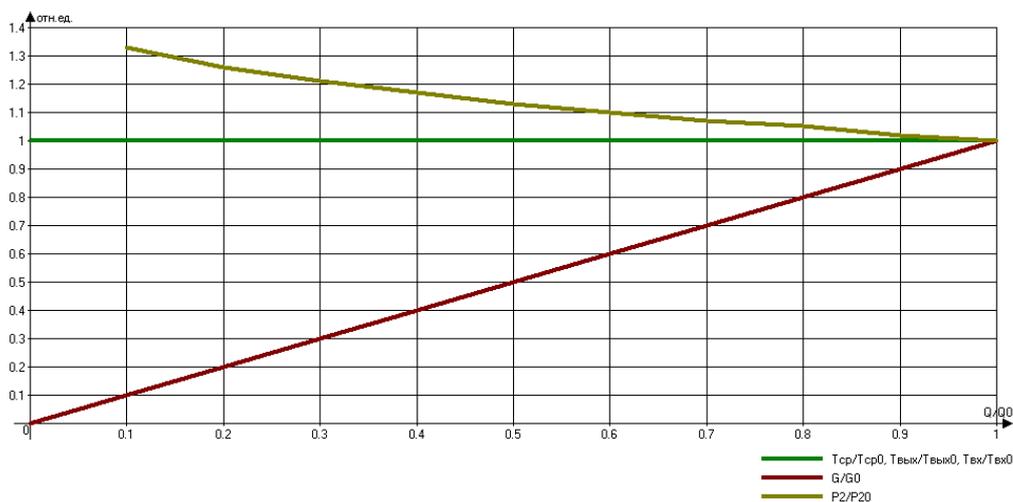
В работе [6] было показано, что при обогащении топлива по <sup>235</sup>U  $x = 3\%$

начальный запас реактивности составляет 11,0%. Для оценки дополнительной реактивности, которая выделится при постепенном увеличении перепада температур с 365/381 °С до 345/379 °С, использовалось двухгрупповое приближение диффузионно-возрастной теории, как наиболее простое, но в то же время позволяющее получить приемлемую точность оценки. В качестве допущения было принято, что микроскопические сечения взаимодействия практически неизменны при изменении перепада температур в указанных пределах. Было получено, что при использовании спектрального регулирования в течение кампании дополнительно к начальному запасу (11%) выделяется дополнительная реактивность (8,5%), и общий запас реактивности на кампанию составит 19,5%, что сравнимо с запасом реактивности у ВВЭР-1000.

В данном исследовании для расчетов изменения коэффициента теплоотдачи был использован подход, предложенный Б.Д. Дядякиным и А.С. Поповым [7]. Было получено, что при изменении перепада температур с 365/381 °С до 345/379 °С коэффициент теплоотдачи уменьшится не более, чем на 15%.

В качестве программы регулирования для реакторной установки с параметрами, приведенными в таблице 1 и таблице 2, была выбрана программа с постоянной средней температурой и переменным расходом теплоносителя. Средняя температура теплоносителя принята постоянной из-за относительно большого плотностного эффекта реактивности; преимущества использования переменного расхода теплоносителя в водо-водяных реакторах обоснованы в работе [8].

Переменность расхода теплоносителя позволяет кроме средней температуры зафиксировать еще один параметр. В качестве этого параметра была выбрана температура теплоносителя на входе в реактор; следовательно, температура на выходе из реактора также будет оставаться постоянной при любом уровне мощности. Изменение расхода будет пропорционально изменению мощности; изменение давления пара второго контура вычислялось исходя из уравнений теплопередачи, уравнений для изменения недогревов и проч. Был получен следующий вид статических характеристик (рис. 1):



**Рис. 1.** Статические характеристики РУ  
(программа с постоянной средней температурой теплоносителя)

На рисунке 1 приняты следующие обозначения:  $T_{ср}$  – средняя температура теплоносителя;  $T_{вх}$ ,  $T_{вых}$  – температура теплоносителя на входе и выходе из реактора соответственно;  $G$  – расход теплоносителя;  $P_2$  – давление свежего пара второго контура;  $Q$  – тепловая мощность установки. Индекс "0" относится к параметрам на номинальном режиме работы.

Принятые конструктивные характеристики парогенераторов (табл.2) позволяют снижать мощность только до уровня 0,6 от номинальной (обусловлено возрастанием давления свежего пара второго контура).

Спектральное регулирование в данной установке предлагается для компенсации медленно протекающих процессов, например, выгорания топлива. Исходя из размера дополнительной реактивности (8,5%), имеющейся за счет увеличения перепада температур, можно предположить три принципиальных варианта изменения параметров в течение кампании:

- увеличение перепада температур с 365/381 °С до 345/379 °С в первой половине кампании, дальше – работа с постоянными параметрами за счет начального запаса реактивности (11,0%);
- увеличение перепада температур с 365/381 °С до 345/379 °С в конце кампании, до этого – работа с постоянными параметрами за счет начального запаса реактивности (11,0%);
- постепенное увеличение перепада температур в течение кампании.

Оптимальным представляется третий вариант работы реактора в течение кампании. Для него построено семейство статических характеристик; наиболее наглядный пример из которых (изменение расхода теплоносителя) приведен на рисунке 2:

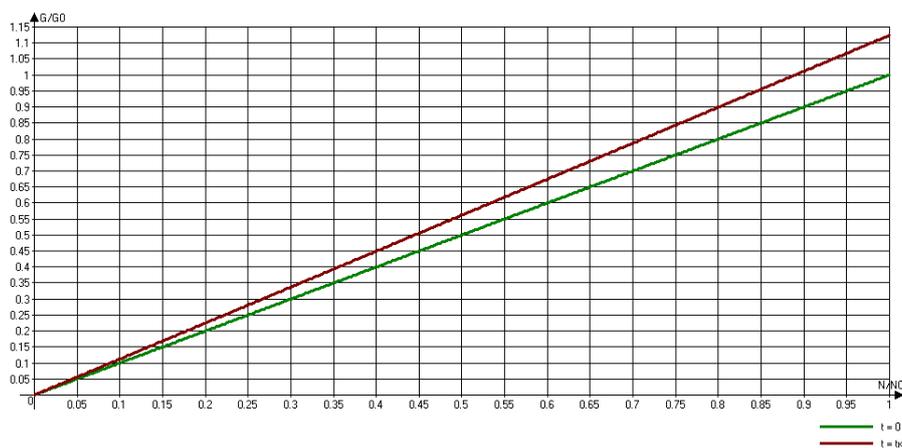


Рис. 2. Изменение расхода теплоносителя с изменением мощности в течение кампании

На рисунке 2 приняты следующие обозначения:  $G$  – расход теплоносителя;  $N$  – мощность реакторной установки;  $t$  – время;  $t_k$  – длительность кампании реактора. Индекс "0" относится к параметрам на номинальном режиме работы.

Оценка циклической прочности корпуса реактора показала, что скорости разогрева и расхолаживания должны быть более 20 К/ч и 30 К/ч соответственно. Отдельного внимания заслуживает использование борного регулирования. При переходе через точку «псевдофазового» перехода резко изменяется растворимость борной кислоты в воде; поэтому использование ее в реакторах ВВЭР-СКД во время работы исключено. Однако в связи с большим плотностным эффектом реактивности при расхолаживании реактора (особенно ближе к началу кампании) необходимо использование дополнительного средства компенсации реактивности, в качестве которого и может выступить борная кислота.

Нами предлагается постепенный ввод борной кислоты в процессе расхолаживания соответственно выделяющейся реактивности, но не раньше, чем при достижении теплоносителем температуры 300–320 °С.

Суммируя сказанное в статье, можно заключить:

- за счет использования спектрального регулирования в рассматриваемой

установке возможно получить запас реактивности, сравнимый с имеющимся в ВВЭР-1000, при меньшем обогащении и меньшей загрузке топлива;

– при использовании программы регулирования с постоянной средней температурой и переменным расходом теплоносителя отсутствуют дополнительные термические напряжения в конструктивных узлах реактора, однако, возрастание давления свежего пара второго контура ограничивает снижение мощности уровнем 0,6 от номинальной;

– для обеспечения циклической прочности конструктивных элементов реактора необходим разогрев и расхолаживание со скоростью, большей 20 К/ч и 30 К/ч соответственно. Борная кислота может использоваться как дополнительный орган компенсации реактивности, выделяющейся в ходе расхолаживания, однако, не ранее, чем по достижении теплоносителем температуры 300-320 °С.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Семченков, Ю.М. Перспективы развития АЭС с ВВЭР [Текст] / Ю.М. Семченков, В.А. Сидоренко // Теплоэнергетика. – 2011. - №5. – С. 2 – 9.
2. Силин, В.А. и др. Тепловая схема энергоблока АЭС с реактором, охлаждаемым водой сверхкритического давления [Текст] / В.А. Силин, В.М. Зорин, А.М. Тагиров и др. // Теплоэнергетика. – 2010. – №12.
3. Абдулкадыров, В.М. и др. Термодинамические циклы АЭС, работающих на сверхкритических параметрах воды [Текст] / В.М. Абдулкадыров, Г.П. Богословская, В.А. Грабежная // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №4. – С. 85–91.
4. Грабежная, В.А. и др. Теплообмен в трубах и пучках стержней при течении воды сверхкритического давления [Текст] / В.А. Грабежная, П.Л. Кириллов // Атомная энергия. – 2004. – 96(5).
5. Сироткина, А.Л. и др. Исследование технологичности основного оборудования реакторной установки со сверхкритическими параметрами теплоносителя [Текст] / А.Л. Сироткина, И.И. Лошаков // ХLI Неделя науки СПбГПУ: материалы научно-практической конференции с международным участием. Ч. III. – СПб. : Изд-во Политехн. ун-та, 2012. – С. 112–113.
6. Сироткина, А.Л. и др. Разработка реакторной установки ВВЭР-СКД со спектральным регулированием и петлевой компоновкой [Текст] / А.Л. Сироткина, И.И. Лошаков // Итоговая конференция конкурса научных работ студентов ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Знания молодых ядерщиков – атомным станциям». – М. : НИЯУ МИФИ, 2012. – С. 39–40.
7. Кириллов, П.Л. и др. Справочник по теплогидравлическим расчетам. Том 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ [Текст] / П.Л. Кириллов, В.П. Бобков, А.В. Жуков, Ю.С. Юрьев– М. : ИздАт, 2010. – 776с.
8. Башарат, Али и др. Регулирование энергоблоков АЭС с ВВЭР при изменении производительности ГЦН [Текст] / Али Башарат, И.И. Лошаков // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. – 2002. – №1. – С. 53–60.

## Water-cooled reactor with supercritical pressure of heat-transfer: control, heating and cooldown peculiarities

A.L. Sirotkina, I.I. Loschakov

*St. Petersburg State Polytechnic University, 29 Politekhnikeskaya St., St. Petersburg, Russia 195251  
e-mail: sashulena991@inbox.ru*

**Abstract** – In this article the problem of control under water-cooled reactor with supercritical heat-transfer parameters is handled. The influence of spectral control is evaluated, static characteristics are made, the variant of heating and cooldown of reactor with limited using of boric acid is suggested.

**Keywords:** water-cooled reactor, supercritical pressure, spectral control, static characteristics.

УДК 621.039.531

## О КОНТРОЛЕ СОСТОЯНИЯ МЕТАЛЛА ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ АЭУ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ

© 2013 г. Е.И. Колоколов

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

Поступила в редакцию 31.01.2013 г.

Продолжен критический анализ требований к контролю за состоянием металла оборудования и трубопроводов АЭУ при эксплуатации. В предыдущей публикации [1] рассмотрены нормативные требования ПНАЭ Г-7-008-89 к образцам-свидетелям (ОС), которые содержат неопределенности, приводящие к дефициту представительности последних при оценке остаточного ресурса эксплуатируемых атомных реакторов, и предложен новый подход к формированию проб. В настоящей публикации показано, что ввиду изменения свойств материала корпуса реактора в процессе эксплуатации, в частности хрупкой прочности, необходимо менять методологию и технологию аварийного расхолаживания, а также технологию гидроиспытаний при проведении планового или внеочередного контроля, так как эти изменения опасны именно при температурах в районе комнатной.

*Ключевые слова:* эксплуатационные свойства, образцы-свидетели, корпус реактора, аварийное расхолаживание, гидроиспытания, радиационное охрупчивание, деградация металла, упрочнение, радиационно-стимулированное старение, вязко-хрупкий переход, технологические дефекты, акустическая эмиссия.

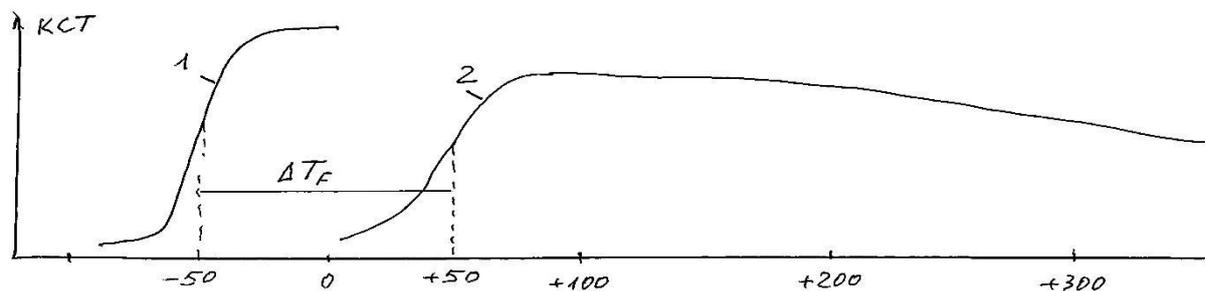
Согласно п.7.1.2 ПНАЭ Г-7-008-89 [2] целью контроля за состоянием металла оборудования и трубопроводов в процессе эксплуатации является:

- 1) выявление и фиксация дефектов металла;
- 2) выявление и фиксация изменения физико-механических свойств и структуры металла;
- 3) оценка состояния металла.

При этом периодический контроль проводится планово в процессе эксплуатации (п. 7.1.5), а при нарушении нормальных условий эксплуатации или в аварийных условиях, приведших к изменению параметров работы оборудования и трубопроводов до уровня, превышающего расчетный, проводится внеочередной контроль (п. 7.1.6-2).

Пробы для ОС формируются таким образом, что только часть образцов предназначена для выявления и фиксации изменения физико-механических свойств и структуры металла в процессе высокотемпературной эксплуатации и радиационного воздействия. Основная же масса ОС предназначена для оценки склонности к хрупкому разрушению, которое, в принципе, может произойти только при осуществлении аварийного расхолаживания реактора от температуры эксплуатации (+300<sup>0</sup>С) до комнатной или при проведении гидравлических испытаний (ГИ) после остановки при плановом или внеочередном контроле перед повторным вводом в эксплуатационный режим. В этом режиме материал корпуса, длительно эксплуатируемого реактора, находится в вязком состоянии, т.е. значительно выше границы образования верхнего шельфа на кривой температурной зависимости ударной вязкости (кривая 2 на рис.1). При резком охлаждении он может попасть в интервал вязко-хрупкого перехода (ВХП), где возможно катастрофическое хрупкое разрушение. Так как интервал температур

ВХП при радиационном облучении и температурном воздействии повышается [3, 4], такая ситуация при проведении вышеуказанных процедур может возникнуть.



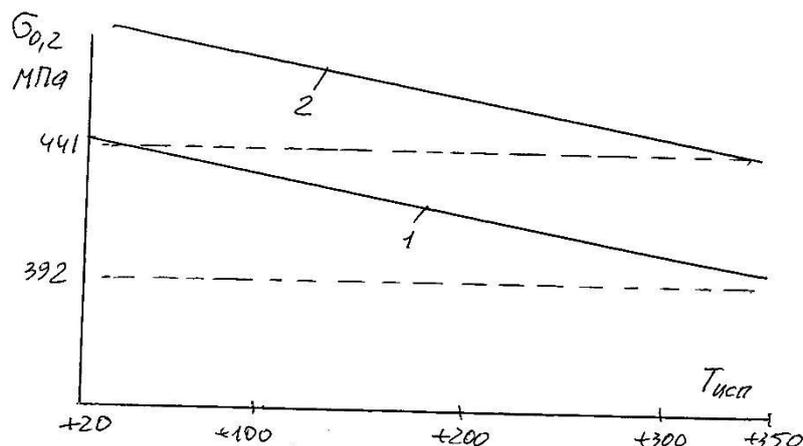
**Рис. 1.** Схема, изображающая интервал ВХР стали 15Х2НМФА-А в исходном состоянии (кривая 1) и в радиационно-охрупченном после длительной эксплуатации (кривая 2)

Температура эксплуатации  $+300^{\circ}\text{C}$  находится далеко от границы верхнего шельфа, где может произойти хрупкое разрушение.

По результатам работ, выполненных в рамках программ исследований ОС, было выявлено сверхнормативное повышение  $T_K$  сварных швов стали 15Х2НМФА-А [3]. Был сделан вывод о деградации металла в процессе облучения [3, 4] и принято решение о разработке новых материалов, более стойких к радиационному охрупчиванию. Такие материалы, в том числе и сварочные, были разработаны [3, 4] и уже внедрены в производство. Проекты всех новых АЭУ разрабатываются на основе этих сталей. Действующие энергоблоки ВВЭР-1000 (около 30) по достижении ресурса с учетом сверхнормативного охрупчивания будут подвергаться восстановительной термообработке. ЦНИИТМаш такую технологию уже разработал [4]. Следствием этого явилось то, что шесть корпусов реакторов, изготовленных в советское время и находящихся на ответственном хранении на заводе «Атоммаш», оказались невостребованными и их уже предлагают утилизировать или использовать для экспериментов по отработке технологии восстановительной термообработки реакторов, находящихся в длительной эксплуатации.

Такое кардинальное решение представляется преждевременным. Дело в том, что декларируемая [6, 9] деградация металла ОС (т.е. необратимое изменение структуры и свойств в худшую сторону: появление пор, снижение уровня прочности и т.д.) под действием облучения не происходит. Напротив, наблюдается упрочнение, связанное с эффектом радиационно-стимулированного старения (образования предвыделений), (смотри, например, [5, 6]), которое для ОЦК-металлов всегда сопровождается уменьшением пластичности и смещением интервала ВХП вверх. Для режима эксплуатации это положительный фактор, так как компенсирует снижение предела текучести от повышения температуры (кривая 2 на рис. 2) и, следовательно, должно привести к увеличению долговечности. В новых сталях, разработка которых осуществлялась с учетом устранения радиационно-стимулированных предвыделений, (т.е. упрочнения под воздействием облучения) предел текучести (и долговечность) в процессе высокотемпературной эксплуатации будет ниже и приближаться к кривой для материала без облучения (кривая 1 на рис. 2). Более того, для них опыт серийного производства и 30-летней эксплуатации отсутствует.

Штрихом обозначены нормативные значения ПНАЭГ-7-002-86 для предела текучести при комнатной температуре (верхняя линия) и при  $350^{\circ}\text{C}$  (нижняя линия). Соответствующие значения для сталей 15Х2МФА мод. А и 15Х2НМФА-А класс 1, в которых радиационно-стимулированное старение подавлено, будут располагаться несколько выше кривой 1 для исходного состояния.



**Рис. 2.** Схема, показывающая температурную зависимость предела текучести стали 15Х2НМФА-А в исходном состоянии (кривая 1) и упрочненной в результате радиационно стимулированного старения при длительной эксплуатации (кривая 2)

В.М. Горицкий в монографии «Тепловая хрупкость сталей» [7] привел интересные факты теплового охрупчивания сосудов давления после длительной эксплуатации. Колонны К-2, изготовленные из стали 16ГС, и работавшие более 20 лет на нефтеперерабатывающих заводах при температуре 360°C, хрупко разрушались при температуре 5°C в процессе проведения регламентированных правилами [8] обязательных ГИ после выполнения профилактических работ. Если бы ГИ провели горячей водой или осуществили только неразрушающий контроль на наличие трещин, сосуды спокойно эксплуатировались бы и дальше. Фактически, автор об этом и пишет: «Опасность хрупкого разрушения сосудов, аппаратов, эксплуатируемых при повышенных температурах, особенно возрастает ввиду обязательности выполнения режима гидро- и пневмоиспытаний согласно Правил [8], которыми температура испытаний регламентируется в диапазоне от +5 до +40°C». Добавим, что в последней редакции данных правил оговорено, что такие температуры принимаются, если в технических условиях не указано конкретное значение температуры, допускаемой по условию предотвращения хрупкого разрушения.

Атомный реактор – тоже сосуд, работающий под давлением при повышенных температурах. Если мы знаем, что в процессе эксплуатации  $T_k$  повысилась, зачем же его подвергать дополнительной опасности, проводя аварийное расхолаживание или ГИ холодной водой?

Как было указано выше, необходимость в аварийном расхолаживании может возникнуть только в случае максимальной проектной аварии (разрушение трубопровода ГЦК) [3]. Во всех других случаях современные системы обеспечения безопасности способны вывести реактор из режима эксплуатации без аварийного расхолаживания [10]. Разработаны и методики действий персонала при появлении течей в трубопроводах АЭУ в процессе эксплуатации [11].

Не понятно, из каких соображений максимальной проектной аварией признано разрушение трубопровода ГЦК. Тем более что в п. 2.5.5 «Правил ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» НП 082-07 [10] оговорено, что «Трубопроводы первого контура должны быть оборудованы устройствами контроля и предотвращения недопустимых перемещений при воздействии на них реактивных усилий, возникающих при разрывах. В проекте РУ должны быть обоснованы прочность и эффективность этих устройств при проектных авариях». А это означает, что мы можем иметь только течь, а не полное разрушение трубопровода ГЦК. Такое

разрушение может быть только при ядерном взрыве в непосредственной близости. Но в таком гипотетическом случае в первую очередь будут разрушены сами системы безопасности.

В технологический регламент безопасной эксплуатации длительно работающих блоков АЭС, содержащем правила и основные приемы выполнения операций, связанных с безопасностью, а также пределы и условия безопасной эксплуатации (п.4.1 НП 082-07), необходимо внести изменения, касающиеся нижнего предела температуры воды, используемой при аварийном расхолаживании и ГИ с учетом  $T_k$  сварных соединений, полученных на ОС (т.е. не ниже этой температуры). Это, конечно, потребует дополнительных расчетов и небольшой модернизации систем безопасности. Вместе с тем, с учетом ранее сказанного, проведение восстановительной термообработки корпусов реакторов для продления нормативного срока их эксплуатации, возможно и не потребуются. Стоит подумать и об ограничении числа ситуаций, где штатно проводится аварийное расхолаживание активной зоны.

Крамольным (а кто-то может выразиться и резче) может показаться следующее суждение. ГИ при плановом периодическом контроле проводить не нужно. Это лишняя и вредная операция. Весь заявленный объем контроля выполнять, конечно, надо, но ГИ и так фактически проводится. Это нагружение пробным давлением при рабочей температуре перед вводом в эксплуатационный режим. Вот здесь и нужно проводить необходимые процедуры и документальное оформление проведения ГИ. Более того, и испытания и эксплуатация должны сопровождаться мониторингом методом акустической эмиссии (АЭ). Такую процедуру нужно применять и для других сосудов, работающих под давлением при высоких температурах.

Очень хорошо, что регламентировано большое число вариантов проектных аварий и способы реагирования при их возникновении. Однако меры по их предотвращению проработаны не полностью. П.2.5.13 НП 082-07 указывает, что «Проектом РУ должны быть предусмотрены средства и способы обнаружения местонахождения и величины течи теплоносителя первого контура с обоснованной в проекте точностью». Единственный метод, позволяющий выявлять места опасных деформаций и ранние стадии развития трещин в процессе эксплуатации – это АЭ. Существуют «Правила организации и проведения акустико-эмиссионного контроля сосудов, аппаратов, котлов и технологических трубопроводов» ПБ 03-593-03 [12], регламентирующие особенности их применения. Однако в атомной энергетике этот метод применяется лишь эпизодически при проведении ГИ. Пора, наконец, для предотвращения появления течей реально внедрить постоянный мониторинг состояния металла корпусов и трубопроводов первого контура методом АЭ.

Основные зоны, которые должны контролироваться постоянно – это места приварки трубопроводов к корпусам и стыки трубопроводов, выполненные в монтажных условиях. Опасны также участки, где может происходить образование поднаплавочных трещин и отслоение антикоррозионной наплавки от основного металла и ее возможное вспучивание под воздействием облучения и термических напряжений. Не нужно думать, что внедрение новых материалов резко снизит такие опасности. Качество сварки и термической обработки в монтажных условиях отличаются от выполненных на заводе, а возможности их контроля также ограничены.

Конечно, внедрение метода АЭ для мониторинга состояния материала при повышенных температурах эксплуатации и технически и организационно вопрос сложный. Требуется выявление частот, при которых начинается развитие трещин от технологических дефектов при повышенных температурах, отработка технологии их фиксации. Аналогичная работа требуется и для выявления поднаплавочных трещин и отслоений. Необходимо научиться распознавать появление межзеренных разрушений.

Нужна разработка и внедрение широкополосных датчиков, работающих при повышенных температурах, защита преобразователей и предусилителей от радиационного воздействия и т.д.

Такие работы уже давно ведутся разными организациями, но реального «выхлопа» не наблюдается. Необходимо создание при Атомэнергомаше материаловедческого центра, осуществляющего и координирующего проведение таких работ. Почему именно материаловедческого? Нужны специалисты, понимающие технологию изготовления изделий атомного машиностроения, условия и механизмы образования технологических дефектов, структуру материала, механические свойства и фрактографию разрушения. Только они могут осуществить комплексное решение вопроса. Прибористы могут быть только исполнителями.

Еще раз о корпусах реакторов, находящихся на ответственном хранении на заводе «Атоммаш». Как следует из работы [1] и из вышеприведенных фактов бесперспективность их применения весьма сомнительна. С учетом заявленных руководством Росатома объемов строительства новых энергоблоков, объективных задержек освоения и серийного производства реакторной установки проекта ВВЭР-ТОИ, закономерным на данном этапе является адаптация проекта АЭС-2006 с использованием задела из имеющихся корпусов.

## ВЫВОДЫ

1. Исследования, проведенные в рамках программ ОС, свидетельствуют не о «деградации» металла активной зоны корпуса реактора ВВЭР-1000 под действием облучения и температурного воздействия, а о закономерном изменении механических свойств, заключающемся в радиационно-стимулированном упрочнении, в том числе повышении прочности при повышенной температуре эксплуатации, и соответствующем сдвиге критической температуры  $T_k$  вверх.

2. Такие процедуры, как аварийное расхолаживание и ГИ, осуществляемые в рамках обеспечения безопасной эксплуатации при проектных авариях и проведении периодического и внеочередного контроля длительно работающих энергоблоков, – опасны ввиду возможности неожиданного хрупкого разрушения и требуют корректировки.

3. После осуществления предлагаемых мероприятий по безопасному выводу длительно работающего реактора из режима эксплуатации и его охлаждения до комнатной температуры и проведению ГИ в условиях, обеспечивающих отсутствие опасности хрупкого разрушения, нужна повторная оценка ситуаций, которые требуют проведения восстановительной термообработки.

4. Для предотвращения возникновения течей в опасных местах трубопроводов и сосудов первого контура необходимо внедрение системы мониторинга при высокотемпературной эксплуатации методом АЭ. Для реализации этого мероприятия и проведения экспертиз разрушений и появления технологических и эксплуатационных дефектов требуется создание при Атомэнергомаше специализированного материаловедческого подразделения.

5. С учетом заявленных Росатомом перспектив строительства новых энергоблоков, объективных задержек освоения и серийного производства реакторной установки проекта ВВЭР-ТОИ, закономерным на данном этапе является адаптация проекта АЭС-2006 с использованием задела из имеющихся и находящихся на ответственном хранении на территории Атоммаша корпусов реакторов ВВЭР-1000.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Колоколов, Е.И. О представительности образцов-свидетелей [Текст] / Е.И. Колоколов // Глобальная ядерная безопасность. – 2012. – №4(5). – С. 29–36.
2. ПНАЭ Г 7-008-89. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок [Текст]. – М. : Энергоатомиздат, 1990.
3. Карзов, Г.П. О сталях для реакторов ВВЭР [Электронный ресурс] / Г.П. Карзов. – Режим доступа: URL: <http://www.atominfo.ru/> – 15.01.2013.
4. Дуб, А.В. Прогресс на поле технологий [Текст] / А.В. Дуб // РЭА. – №1. – 2012. – С. 22–27.
5. Гурович, Б.А. и др. Структурные критерии выбора режима восстановительного отжига материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 [Текст] / Б.А. Гурович, Я.И. Штромбах ; коллектив авторов // Вопросы атомной науки и техники. – 2010. – №5. – С. 50–57.
6. Буканов, В.Н. и др. Мониторинг состояния металла корпусов реакторов ВВЭР-1000 в Украине [Текст] / В.Н. Буканов, И.Н. Вишневский ; коллектив авторов // Ядерная Физика та енергетика. – 2011. – Т. 12. – №3. – С. 272–280.
7. Горицкий, В.М. Тепловая хрупкость сталей [Текст] / В.М. Горицкий. – М. : Metallurgizdat, 2007.
8. ПБ 03-576-03 (ранее ПБ 10-115-96). Правила устройства и безопасной эксплуатации сосудов, работающих под давлением [Текст]. – М., 2004.
9. Скундин, М.А. Изменение механических свойств материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 под действием длительных выдержек при рабочих температурах [Текст] / М.А. Скундин : Автореф. дисс. канд. техн. наук. – М., 2012.
10. НП 082-07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций [Текст]. – М., 2007.
11. РД 95 10547-99, Р ТПР-01-99. Руководство по применению концепции безопасности течь перед разрушением к трубопроводам АЭУ [Текст]. – М. : Энергоатомиздат, 1999.
12. ПБ 03-593-03. Правила организации и проведения акустико-эмиссионного контроля сосудов, аппаратов, котлов и технологических трубопроводов [Текст]. – М., 2003.

## About control under state of metal of NPP installations' equipment and pipelines in the process of exploitation

E.I. Kolokolov

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,  
73/94 Lenin St., Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360,  
e-mail: VITkafMPM@mephi.ru*

**Abstract**– This article presents the subsequent analysis of control requirements for state of metal of NPP installations' equipment and pipelines in the process of exploitation. The previous article [1] described the standard requirements for reference specimens (RS) RNNE G-7-008-89 (“Rules of setup and safe using of nuclear power plants' equipment and pipelines”) which were ambiguous and could imply some different interpretations in the course of selection materials for reference specimens, it led to the digression of their representativeness while estimation of exploited nuclear reactors' residual resource. Also the new approach to the forming of samples for reference specimens making was suggested. This present article shows that by reason of changing the material qualities of reactor vessel in the process of exploitation, namely its brittle strength, it is necessary to change the methods and technologies of emergency cooldown and technology of hydrotests in the process of periodic and special control because these changes are very dangerous exactly at a room temperature.

**Keywords:** exploitation qualities, reference specimens (RS), reactor vessel, emergency cooldown, hydrotests, radiative making brittle, metal degradation, reinforcement, radiative-stimulated ageing, visco-brittle transfer, technologic defects, acoustic emission.

УДК 621.039:621.64:621.181

## АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ КОНТРОЛЯ ЗА ТЕПЛОВЫМИ ПЕРЕМЕЩЕНИЯМИ ТРУБОПРОВОДОВ

© 2013 г. И.Н. Веселова, Я.А. Шевцова

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

Поступила в редакцию 10.02.2013 г.

Проведен анализ данных контроля перемещений при пуско-наладочных работах на энергоблоке №4 КАЭС, в частности рассмотрены результаты, полученные при разогреве и расхолаживании.

Система контроля за тепловыми перемещениями трубопроводов (СКТП) осуществляет бесконтактный дистанционный контроль за тепловыми перемещениями и вибросостоянием паропроводов и трубопроводов планового и аварийного расхолаживания.

Измерения проводятся в трехкоординатной системе по направлениям X,Y,Z. Процесс контроля измерений перемещений основан на принципе ультразвуковой локации.

*Ключевые слова:* паропровод, трубопровод, перемещение, вибрация, контроль, анализ.

Система контроля за тепловыми перемещениями трубопроводов (СКТП) предназначена для бесконтактного дистанционного контроля за тепловыми перемещениями и вибросостоянием паропроводов и трубопроводов планового и аварийного расхолаживания.

Контроль основан на принципе ультразвуковой локации. Измерения проводятся в трехкоординатной системе. Точки контроля выбираются по критерию наибольших величин перемещений и напряжений металла из расчетов, полученных при различных режимах работы.

Был выполнен анализ данных контроля перемещений при пуско-наладочных работах на энергоблоке №4 КАЭС, в частности рассмотрены результаты, полученные при разогреве и расхолаживании.

Ультразвуковые датчики, согласно проектной документации, установлены на главных паропроводах в гермообъеме (система ТХ) и САОЗ (ТQ). В статье рассмотрен анализ тепловых перемещений трубопроводов системы ТХ.

Схема расположения датчиков контроля перемещений приведена на рисунке 1.

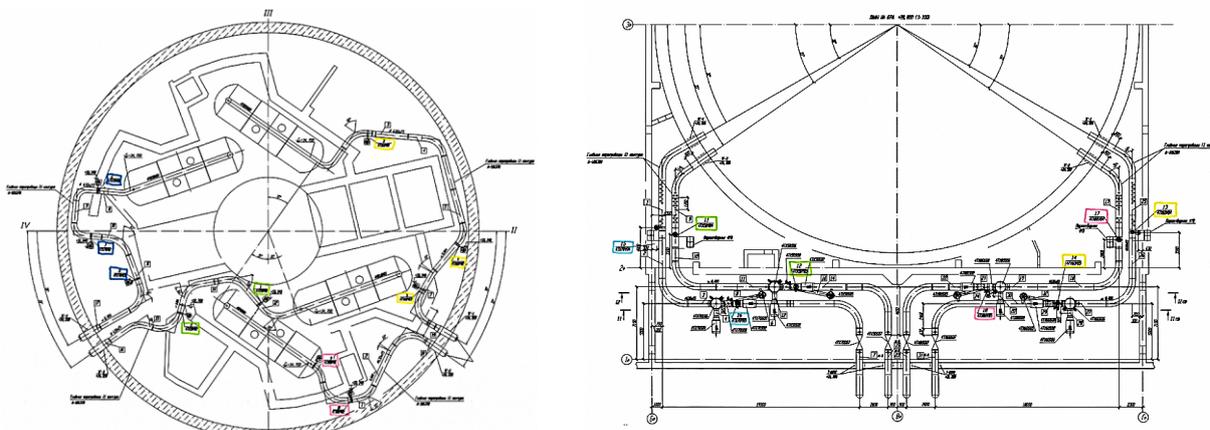


Рис. 1. Схема расстановки датчиков

СКТП формирует как табличные (табл. 1), так и графические (рис. 2-7) данные.

В таблице 1 показаны в качестве примера расчетные и фактические значения перемещений некоторых точек контроля при пуске (разогреве) и плавном расхолаживании.

**Таблица 1.** Расчетные и фактические значения перемещений

Обозначение точки	Расчетное X, мм.	Факт. X max/min, мм.	Расчетное Y, мм.	Факт. Y max/min, мм.	Расчетное Z, мм.	Факт. Z max/min, мм.	Расчетный вектор, мм.	Факт. вектор max, мм.	T1 темп. трубопр. Факт, С	T2 темп. ст. роит. констр., С	Δt
4TX50Y01	46,00	9,96 -10,55	-56,00	6,00 -1,90	35,00	12,82 -6,73	80,48	15,77	248,63	55,84	192,79
4TX50Y02	117,00	0,53 -21,36 -23,62	-39,00	18,92 -0,78 -2,68	17,00	5,24 -4,41 -14,10	124,49	26,03	274,02	42,46	231,56
<b>4TX60Y01</b>	<b>14,00</b>	<b>14,27</b> <b>-6,86</b>	<b>75,00</b>	<b>34,92</b> <b>0,00</b>	<b>30,00</b>	<b>52,08</b> <b>0,00</b>	<b>81,98</b>	<b>62,81</b>	<b>239,07</b>	<b>47,65</b>	<b>191,42</b>
4TX60Y02	45,00	0,97 -33,21	111,00	1,16 -26,03	0,00	0,49 -16,42	119,77	42,30	276,75	46,69	230,06
4TX60Y03	2,00	11,02 -1,04	67,00	1,10 -13,34	-2,00	4,54 -7,81	67,06	16,83	277,03	52,97	224,06
4TX60Y04	72,00	25,52 0,00	-44,00	0,00 -48,37	0,00	5,22 -1,18	84,38	53,49	281,67	46,83	234,84
<b>4TX60Y05</b>	<b>43,00</b>	<b>16,38</b> <b>-1,92</b>	<b>-5,00</b>	<b>30,10</b> <b>0,00</b>	<b>-12,00</b>	<b>10,79</b> <b>-6,84</b>	<b>44,92</b>	<b>33,30</b>	<b>262,96</b>	<b>45,60</b>	<b>217,36</b>

Анализ результатов значений перемещений паропроводов проводится по трем критериям:

Критерий 1. Абсолютные перемещения, зафиксированные СКТП, не должны превышать расчетные.

Критерий 2. Оценка соответствия допустимых значений виброперемещений в контролируемых точках к критериям, приведенным в таблице 2, согласно [1].

**Таблица 2.** Допускаемые значения амплитуд вибрации трубопроводов  $S_a$ , мкм

Уровень	Частота, Гц									
	2	4	6	8	10	20	30	40	50	60
1	120	115	100	90	85	60	50	45	40	50
2	250	230	200	180	165	120	95	85	15	70
3	500	450	400	360	330	230	180	145	135	130
4	1250	1100	950	800	750	500	420	350	320	300

Критерий 3. Линейность зависимости перемещения паропроводов от температуры рабочей среды.

Изменение длины трубопровода определяется по формуле:

$$\Delta L = \alpha_L \cdot L \cdot \Delta T \quad (1)$$

где  $\alpha_L$  – коэффициент теплового расширения;

$L$  – длина трубопровода;

$\Delta T$  – разность температур трубопровода и строительных конструкций.

Согласно (1), изменение длины трубопровода, при отсутствии заземлений, должно иметь линейную зависимость от температуры.

При анализе перемещений трубопровода принято следующее:

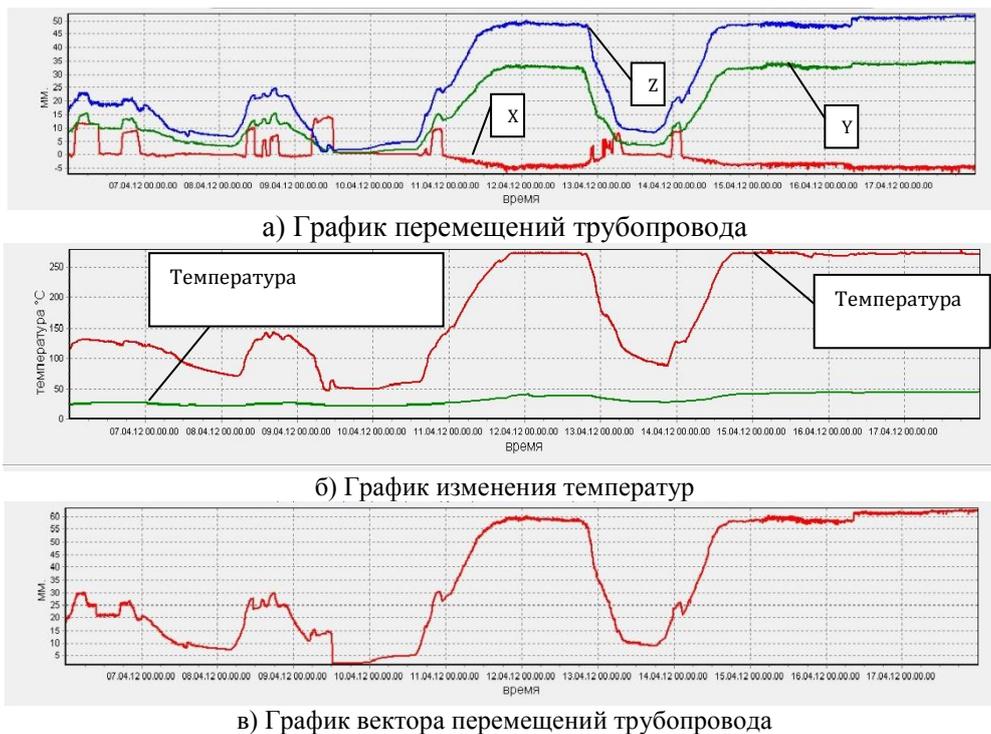
1. Точки, результаты измерений которых удовлетворяют всем трем критериям, соответствуют проектным основам безопасности.

2. Точки, результаты измерений которых не удовлетворяют одному из трех критериев, требуют проведения дополнительного обследования.

3. Точки, результаты измерений которых не удовлетворяют ни одному из трех критериев, оцениваются как критические и требуют выполнения организационно-технических мероприятий, подтверждающих проектные основы безопасности.

В качестве примера приведем результаты измерений точки 4ТХ60У01, расположенной в районегиба главного паропровода II контура в гермообъеме.

Согласно таблице 1 и графикам (рис. 2) фактические значения перемещений по оси Y не превышают расчетных значений, по оси X превышают в пределах 5%, а по оси Z превышают больше, чем на 5%, но на результирующее значение вектора перемещений это не оказало влияния. Также сам участок паропровода перемещается в направлении, совпадающем по знаку с расчетным значением. Поэтому, согласно первому критерию, данная точка контроля имеет допустимые значения перемещений.



**Рис. 2.** График перемещений (а), изменения температур (б) и вектора перемещений(в) в точке контроля 4ТХ60У01

Из графика (рис. 3) видно, что частоте 2,6 Гц по оси X соответствует максимум амплитуды вибрации паропровода  $0,13 \text{ мм} = 130 \text{ мкм}$ , частоте 13 Гц соответствует амплитуда вибрации  $0,098 \text{ мм} = 98 \text{ мкм}$  по результирующему вектору перемещений (V).

Согласно [1] при частоте 2 Гц предельные значения амплитуд вибрации находятся в диапазоне 500 до 1250 мкм, а на частоте 13 Гц – в диапазоне 300 до 675 мкм. Значения амплитуды вибрации данной точки соответствуют уровню 1-2. Согласно второму критерию, данная точка контроля имеет допустимые значения перемещений.

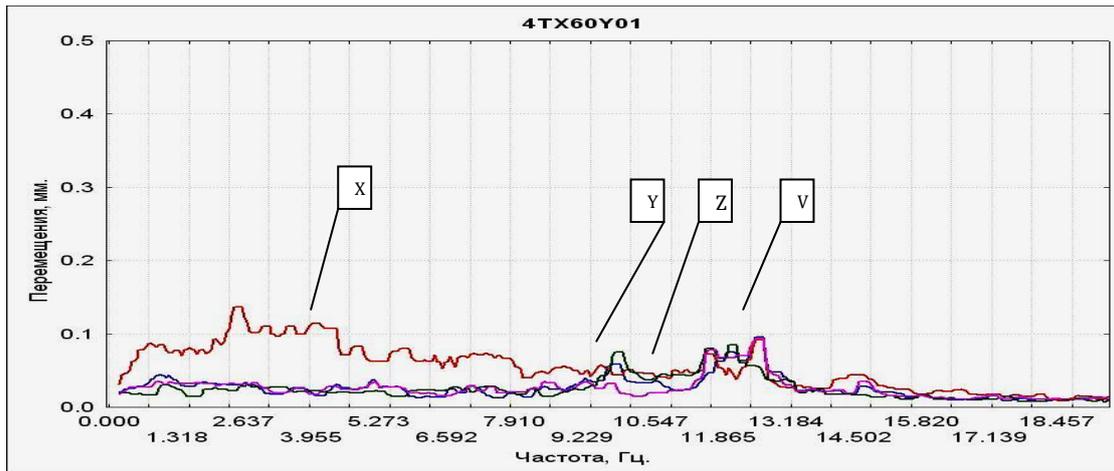


Рис. 3. Спектр виброперемещений в точке контроля

На графике (рис 4) приведена зависимость вектора перемещений от температуры трубопровода.

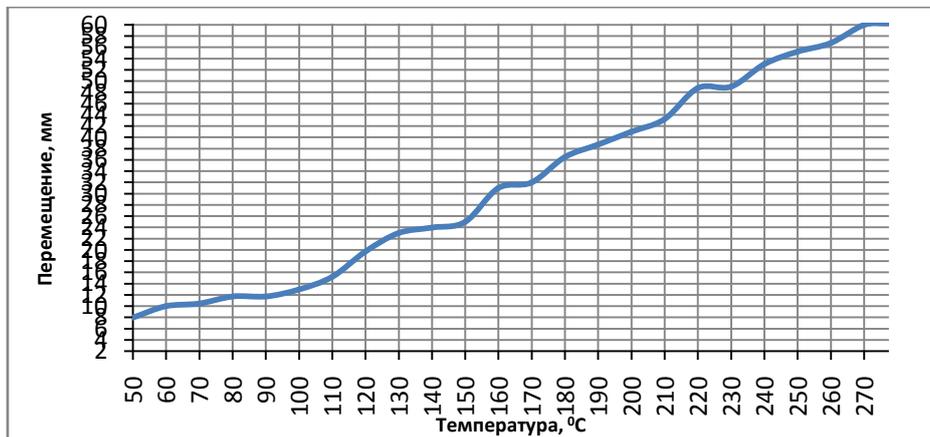


Рис. 4. График зависимости вектора перемещений от температуры трубопровода

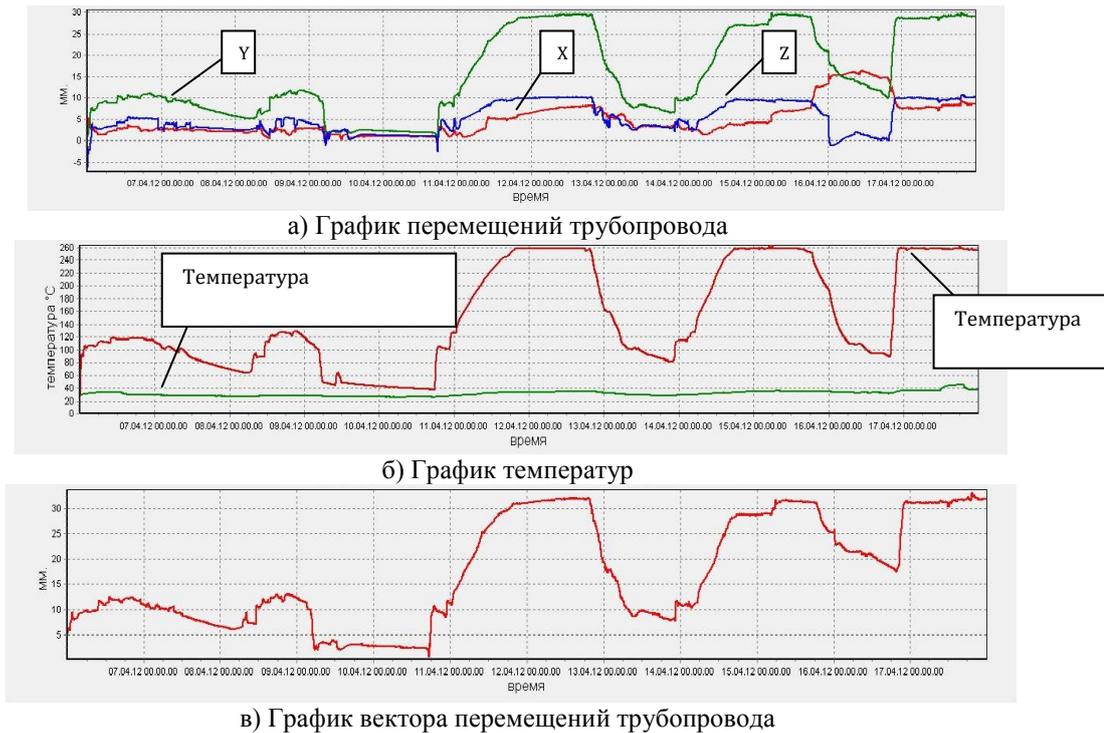
Согласно (1) с увеличением разности температур трубопровода и строительных конструкций, увеличивается изменение длины трубопровода (его перемещение). Если разбить вектор перемещения на небольшие участки (по времени) для каждого диапазона температур, то на этих участках зависимость будет линейная. Согласно третьему критерию, данная точка контроля имеет допустимые значения перемещений.

Таким образом, анализ данных для точки 4ТХ60У01 показывает, что перемещения в данной точке удовлетворяют всем трем критериям.

Приведем результаты измерений точки 4ТХ60У05, расположенной в помещении А820 в районе ПАБ (моноблочный паровой арматурный блок).

Согласно таблице 1 и графикам (рис. 5) фактическое значение перемещения по оси X не превышает расчетное, по оси Y превышает расчетное и перемещение происходит в противоположном направлении. По оси Z фактическое значение перемещения не превышает расчетное, но перемещения происходят как в направлении, совпадающим по знаку с расчетным, так и в противоположном направлении, что говорит о колебаниях паропровода с повышением температуры.

Следовательно, согласно первому критерию, данная точка контроля имеет недопустимые значения перемещений.

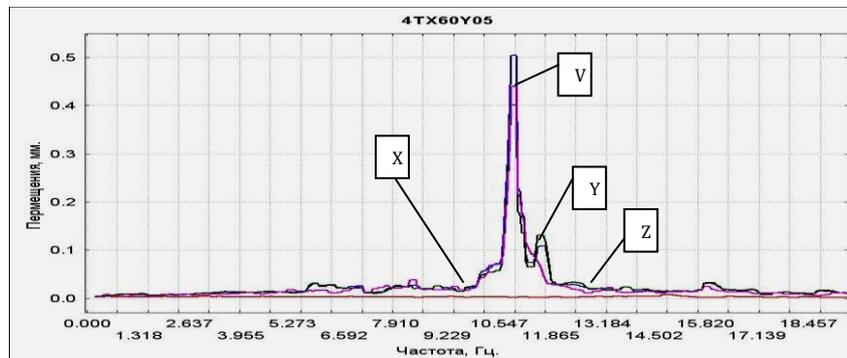


**Рис. 5.** График перемещений (а), изменения температур (б) и вектора перемещений (в) в точке контроля 4TX60Y05

Из графика (рис.6) видно, что максимальная амплитуда находится на частоте 11 Гц по результирующему вектору, что соответствует амплитуде вибрации  $0,505 \text{ мм} = 505 \text{ мкм}$ . Согласно [1] при частоте 11 Гц предельные значения амплитуд вибрации находятся в диапазоне 330-750 мкм. Значения амплитуды вибрации данной точки соответствуют уровню 3-4, который регламентирует необходимость повышенного контроля, т.к. возможны отказы, необходимы изменения проектных решений. Согласно второму критерию, данная точка контроля имеет недопустимые значения перемещений.

На графике (рис.7) приведена зависимость вектора перемещений от температуры трубопровода.

Из графика видно, что на начальном участке при повышении температуры перемещения снижались, но при температуре  $80^{\circ}\text{C}$  произошло резкое увеличение перемещения, что может быть вызвано резким изменением температуры (например заброс холодной воды в ПГ). Согласно третьему критерию, данная точка контроля имеет недопустимые значения перемещений.



**Рис. 6.** Спектр виброперемещений в точке контроля

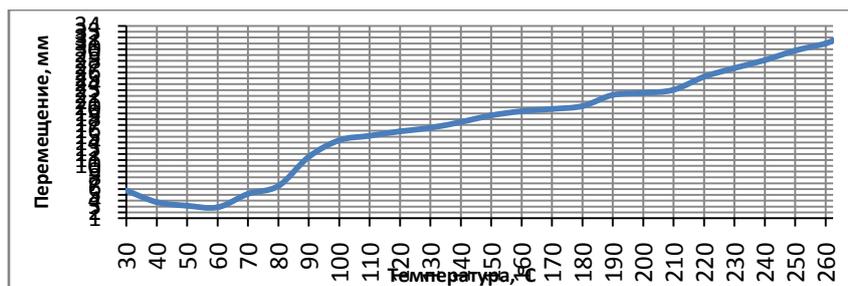


Рис. 7. График зависимости вектора перемещений от температуры трубопровода

Таким образом, анализ данных для точки 4ТХ60У05 показывает, что перемещения в данной точке не удовлетворяют ни одному из трех критериев. Точка принимается критической.

Проанализировав результаты измерений всех точек контроля системы ТХ, можно отметить, что вблизи ПГ и в районе ПАБ происходят наибольшие перемещения трубопроводов.

В общем случае для точек, признанных критическими, требуется разработка мероприятий по устранению нарушений (так, например, минимизировать виброперемещения трубопровода можно с учетом установки дополнительных опор), затем необходимо обратиться в проектную организацию, которая делает повторный расчет по определению допускаемых перемещений [2]. При последующей эксплуатации СКТП, оценивается эффективность проведенных мероприятий.

## ВЫВОД

Анализ результатов измерений показал, что система контроля за тепловыми перемещениями трубопроводов позволяет оценивать проектные основы эксплуатации паропроводов с точки зрения контроля величин тепловых перемещений и виброн нагруженности. Данные мониторинга, полученные в течение жизненного цикла энергоблока, возможно, использовать при оценке ресурса трубопроводов и оборудования.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. СА 03-003-07. Расчеты на прочность и вибрацию стальных технологических трубопроводов [Текст].
2. СТО 1.1.1.01.0678-2007. Основные правила обеспечения эксплуатации атомных станций [Текст].

## Analysis of results of piping thermal deformations monitoring

I.N. Veselova, Ya.A. Shevtsova

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,  
73/94 Lenin St., Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360,  
e-mail: VITIKafTEO@mephi.ru*

**Abstract** – The article presents the data analysis of deformations monitoring at the KNPP (Kalinin Nuclear Power Plant) unit №4 in the process of starting-up and adjustment works. The results of monitoring in the process of heating and cooldown are also presented.

Control system of piping thermal deformations is aimed at non-contact remote control under thermal deformations and vibrocondition of steam pipes and pipelines for systematic and emergency cooldown.

The measurements are done in the three-coordinate system with vectors X, Y, Z. The monitoring process is based on the principle of ecography.

*Keywords:* steam pipes, pipelines, deformation, vibration, control (monitoring), analysis.

УДК 331.108.45: 621.311.25.694

## **ИНТЕГРИРОВАННАЯ ЛОГИСТИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА ТОиР ОБОРУДОВАНИЯ КАК СОВРЕМЕННЫЙ ФАКТОР ПОВЫШЕНИЯ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС**

**© 2013 г. Н.Н. Подрезов, П.А. Гунин, В.Н. Никифоров,  
О.Ю. Пугачёва, В.Ф. Гольдберг**

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

Поступила в редакцию 29.01.2013 г.

В статье рассмотрен вопрос о переводе ремонтной, технической и технологической информации при проведении технического обслуживания и ремонта от «бумажных» носителей к современным «цифровым» формам как один из элементов концепции корпорации «Росатом» по созданию и внедрению ядра единого информационного пространства (ЕИП), а также отображение оцифрованной информации на современных носителях – персональных компьютерах и планшетах.

*Ключевые слова:* культура безопасности АЭС, единое информационное пространство, корпорация «Росатом», информация, логистическая поддержка, обслуживание АЭС, ремонт АЭС, цифровые формы носителей информации.

При проведении планового, среднего и капитального ремонта на АЭС, на каждую единицу оборудования, подверженного ремонту необходимо иметь технологическую документацию на ремонт. Технологическая готовность атомной станции к техническому обслуживанию и ремонту (ТОиР) оборудования систем определяется наличием комплектов технологической документации на работы по ТОиР и средств оснащения, включая средства контроля и испытаний, необходимых для выполнения работ с установленными качеством и другими технико-экономическими показателями.

Культура безопасности предполагает в т.ч., возможность работы с современными носителями информации. Информация должна предоставляться конечному пользователю в оцифрованном, доступном, привычном виде. Это важно и при проведении ремонтных кампаний в период ППР.

Научно-техническая и офисная информация давно и активно переносится с бумажных носителей на цифровые, а Постановлением правительства от 6.09.2012 №890 предписан переход на обмен электронными документами и принято решение об его обеспечении стандартами представления, обязательными для госструктур. Корпорацией «Росатом» с 2009 г. проводится масштабная трансформация корпоративной IT-платформы на основе решений SAP, EMS Dokumentum, OraclePrimavers. К 2012 завершены основные пилотные внедрения по созданию ядра ЕИП (единого информационного пространства) в атомной отрасли, включая эксплуатирующие предприятия.

Предлагаемая плавная реализация процесса «оцифровки» технологической подготовки и ремонта (ТОиР) основана на общепринятой концепции ИЛП (интегрированной логистической поддержки).

В [1] даны определение и структура ИЛП, под которой понимается система современной информационной поддержки эксплуатации и ремонта изделий АЭС, (рис.1.) В РФ к концу 2012 г. окончательно сформировалась нормативно – правовая база в виде действующих стандартов по ИЛП на базе ГОСТ Р ИСО 10303:

– *ГОСТ Р 53393-2009* Интегрированная логистическая поддержка. Основные

положения.

– ГОСТ Р 53394-2009 Интегрированная логистическая поддержка. Основные термины и определения.

– ГОСТ Р 54088-2010 Интегрированная логистическая поддержка. Интерактивные электронные эксплуатационные и ремонтные документы.

– ГОСТ Р 54089-2010 Интегрированная логистическая поддержка. Электронное дело изделия. Основные положения.



**Рис. 1.** Структура интегрированной логистической поддержки (ИЛП) диагностики и ремонта оборудования АЭС. Справа выделены направления, поддерживаемые в НИИ АЭМ

В разработке Технического Комитета 459 (ТК 459) по стандартизации направления «Информационная поддержка жизненного цикла изделий» находятся и другие важные нормативные документы по данной тематике.

На первом этапе ИЛП целесообразно выполнение информационного обеспечения персонала АЭС электронной технической документацией (ЭТД) и электронной ремонтной документацией в форме интерактивных электронных технических руководств ИЭТР [2, 3] на наиболее важные единицы оборудования.

*Доступность* информации определяется качеством оцифровки. Для качественной «оцифровки» электронной документации в НИИ АЭМ применяются решения на основе современных инфографических средств:

- генерация отчётов в форме технологических процессов на ремонт оборудования;
- каталогизация и паспортизация детализировок изделий;
- гибкие подборки в качестве нескольких реализаций объекта ремонта;
- 3D – визуализации основных операций технологического процесса;
- технические иллюстрации в растровом и векторном форматах и др.

В качестве инфографического инструментария используются следующие прикладные пакеты – 3DViaComposer, ArbortextIsoDraw, RightHemisphereDeepExploration, TGBielder и некоторые другие.

Интерактивная электронная документация предназначена для использования как на персональных компьютерах (десктопы, ноутбуки), так и на планшетах третьего поколения («планшеты 3.0»), т.е. для оперативного варианта использования электронной информации ремонтным персоналом.

*Привычность.* Молодое поколение в значительной мере готово к работе с электронными носителями информации. Электронная документация является для них обычной «средой обитания».

ИЛП позволяет активно поддерживать различные современные образовательные технологии для оперативного и ремонтного персонала станций. В частности, в НИИ АЭМ разработана Программа стажировки по курсу повышения квалификации «Культура безопасности при эксплуатации АЭС» [4], предусматривающей

приобретение практических навыков работы с компонентами современного информационного обеспечения: информационными наборами, мультимедийными объектами, техническими иллюстрациями, публикациями, обменными форматами данных, 3D – визуализации.

В Программе также имеются такие подразделы:

- знакомство с инфографическими средствами обеспечения культуры безопасности;
- интерактивные электронные технические руководства (ИЭТР);
- человеко-машинный (пользовательский) интерфейс в работе оперативного персонала;
- интерактивный разбор некоторых ошибок персонала при эксплуатации и ремонте оборудования АЭС.

В отдельном разделе стажировки предусмотрена отработка основных задач, решаемых диагностикой и мониторингом состояния оборудования [5] и многое др.

В заключении можно констатировать, что к настоящему времени созданы все объективные предпосылки для запуска процедур информатизации специализированных служб и подразделений (оцифровке), обеспечивающих технологическую подготовку, обучение и информационное обеспечение тепломеханического оборудования АЭС. Данное мероприятие позволит перенести обслуживание и ремонт оборудования АЭС на современный уровень техники и технологии, что повысит культуру производства и, в конечном счете, культуру безопасности.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ГОСТ Р 53393–2009. Интегрированная логистическая поддержка. Основные положения [Текст].
2. ГОСТ 2.053-2006.Единая система конструкторской документации. Электронная структура изделия. Общие положения [Текст].
3. ГОСТ Р 54088-2010.Интегрированная логистическая поддержка. Интерактивные электронные эксплуатационные и ремонтные документы [Текст].
4. Учебная программа стажировки программы повышения квалификации «Культура безопасности при эксплуатации АЭС» [Текст] / Н.Н. Подрезов. – Волгодонск:ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2013.
5. *Подрезов, Н.Н. и др.* Диагностическое сопровождение ремонтных компаний АЭС [Текст] / Н.Н. Подрезов, В.Н. Никифоров, О.Ю. Пугачева, А.Г. Крупский, В.П. Поваров ; коллектив авторов // Материалы конференции «Современные технологии, оборудование, техническое оснащение и подготовка персонала для ремонтных работ в атомной энергетике». – Нововоронеж, 2013.

### **The integrated logistic support of equipment maintenance and repair as a modern factor of NPP safety culture developing**

**N.N. Podrezov, P.A. Gunin, V. N. Nikiforov, O.Yu. Pugachyova, V.F. Goldberg**

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,  
Scientific Research Institute of Nuclear Power Engineering (SRINPE) of VETI NRNU MEPhI,  
73/94 Lenin St., Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360, e-mail: nii\_energomash@mail.ru*

**Abstract**– The article considers the question linked with conversion of technical and technological information about maintenance and repair from "paper" carriers into modern "digital" forms as one of the elements of Rosatom Nuclear Energy State Corporation conception for creation and introduction of the common information space (CIS), and also display of digitized information with the help of modern carriers, namely personal computers and tablets.

**Keywords:** NPP safety culture, common information space (CIS), Rosatom Nuclear Energy State Corporation, information, logistic support, NPP maintenance, NPP repair, "digital" forms of information carriers.

**СОЦИАЛЬНО-ПРАВОВЫЕ АСПЕКТЫ РАЗВИТИЯ  
ТЕРРИТОРИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС**

УДК349.7

**ЯДЕРНЫЙ КОДЕКС РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ –  
ПЕРВЫЙ ШАГ К КОДИФИКАЦИИ ЯДЕРНОГО  
ЗАКОНОДАТЕЛЬСТВА РОССИИ**

© 2013 г. В.Т. Корниенко

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

Поступила в редакцию 30.01.2013 г.

В данной статье рассмотрены вопросы, связанные с необходимостью кодификации ядерного законодательства России.

*Ключевые слова:* ядерное право, кодификация ядерного законодательства, ядерный кодекс России.

Нет ни какого сомнения, что дальнейшее развитие современного общества не возможно без ядерной энергетики.

Вместе с тем, ядерная энергетика, будучи одной из самых «чистых» в смысле экологии при её безопасном использовании, влечет крайне негативные последствия для всего сущего в случае несоблюдения определенных правил.

Такие правила устанавливаются на законодательном уровне государствами, использующими ядерные технологии в своих энергетических системах.

Но поскольку возможный вред может проявиться в виде глобальных катастроф, таких, как Чернобыльская, или ряд других аварий на ядерных объектах ведущих стран мира, интерес к совершенствованию ядерного законодательства является международным.

Расценивая данную статью как некую дорожную карту в части дальнейшей кодификации ядерного законодательства России, уже сейчас необходимо отметить следующее.

Исторически сложилось так, что все международное сообщество разделено на несколько правовых семей, культивирующих различные подходы к конструированию внутреннего законодательства, в связи с чем одной из основных проблем современности в этой части является приведение вышеуказанных законодательных баз к одному «общему знаменателю», чем отчасти и занимается Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ).

Россия здесь не является исключением, поскольку наше внутреннее ядерное законодательство достаточно не совершенно, а во многом и противоречиво[1].

В этой связи, по нашему мнению, наступило время, когда промедление в выстраивании ядерного законодательства в единую комплексную отрасль права, может в дальнейшем иметь крайне отрицательные последствия.

В рамках рассматриваемой темы архиважной задачей является решение вопроса о наименовании уже очевидно сформировавшейся отрасли российского права, регулирующей различного рода правоотношения так или иначе связанные с обращением и использованием радиоактивных веществ, ядерных материалов и иных источников ионизирующего излучения, ядерной и радиационной безопасностью в

целом.

Определенную сложность при этом вызывает факт, в соответствии с которым относящиеся к данной тематике такие ключевые понятия как «атомный» и «ядерный» часто употребляются как синонимичные термины.

В рамках международного публичного права выделяется такая подотрасль, как международное атомное право. Очевидно, что в основу названия данной подотрасли легло такое понятие как «атомная энергия», и это, с одной стороны, вполне оправдано, так как в основном речь идет о её мирном использовании в целях электрификации и теплофикации, на флоте, в космосе и т.д. Кроме того, когда-то считалось, что атом неделим, да и основную массу атома составляет вес ядра.

Тем не менее, дефиниция «атомное право» не в полной мере отражает специфику объектов данных правоотношений, так как, речь здесь идет не об атомной энергии как таковой, а, прежде всего, о ядерных превращениях, в результате которых и выделяется внутренняя энергия атомных ядер. Кроме того, атом – наименьшая частица химического элемента, состоящая из положительно заряженного ядра, окруженного облаком отрицательно заряженных электронов. Все состоит из атомов или их сочетаний, но не каждое атомное ядро обладает способностью к проведению ядерной реакции. Именно особые свойства тяжелого ядра химического элемента определяют способность элемента к иницируемому нейтроном делению атомного ядра (при цепной ядерной реакции).

Таким образом, определение отрасли российского права как отрасли именно ядерного права будет более точно отражать сущность и специфику объектов правового регулирования, по поводу которых и возникают столь сложные правоотношения, связанные с использованием ядерной энергии.

Ядерное законодательство – комплексная отрасль российского законодательства, развивающаяся в тесной взаимосвязи с гражданским, трудовым, административным, бюджетным, налоговым и др. законодательствами.

Основной целью ядерного законодательства является создание такой юридической основы для осуществления деятельности, связанной с использованием ядерной энергии, которая бы надлежащим образом обеспечивала защиту, как отдельных граждан, так и всей экосистемы в целом.

Россия относится к романо-германской правовой семье, поэтому понимание права в Российской Федерации основывается на его нормативности, культивируется доминирование нормативного правового акта в системе источников права, деление системы права на частное и публичное, подразделение на отрасли права, кодификация законодательства.

По нашему глубокому убеждению кодификацию ядерного законодательства необходимо начинать с унификации терминологии понятийного аппарата.

В ядерном законодательстве Российской Федерации нами предлагается применять терминологию, сверстанную в глоссарий к Ядерному кодексу РФ, который будет опубликован позже, полностью соответствующую подходам МАГАТЭ в этом.

Следующим этапом является определение предмета и метода ядерного права, основных принципов формирования ядерного законодательства, его структуры, перечня первоочередных законов и иных подзаконных нормативных правовых актов, требующих скорейшего принятия.

Предмет правового регулирования ядерного права – это совокупность общественных отношений, возникающих в связи с использованием ядерной энергии, как в мирных, так и в оборонных целях.

В ядерном праве применяются административно-правовой и гражданско-правовой методы правового регулирования. Причем, с установлением правового

государства и развитием институтов гражданского общества, гражданско-правовой метод имеет большие перспективы применения.

А.И. Иойрыш, Г.А. Новиков и О.А. Супатаева основными принципами ядерного права считают:

- комплексный подход к правовому регулированию отношений в сфере использования ядерной энергии;
- абсолютный приоритет защиты населения и окружающей среды при регулировании деятельности в области использования ядерной энергии;
- обеспечение ядерной и радиационной безопасности как важнейших составляющих национальной безопасности Российской Федерации;
- обеспечение совершенствования государственного управления и государственного регулирования безопасности при использовании ядерной энергии;
- соблюдение международных обязательств Российской Федерации в области нераспространения ядерного оружия, обеспечения ядерной безопасности и совместного уменьшения угрозы ядерного терроризма;
- гармонизация ядерного законодательства России с принципами и нормами международного атомного права (включая рекомендательные нормы международных организаций – МАГАТЭ, ВОЗ, МОТ, МКРЗ и др.)[2].

Если быть более лаконичным, можно с уверенностью утверждать, что основополагающими принципами ядерного права являются принципы безопасности, ответственности, непрерывного контроля, сохранности, разрешения, устойчивого развития, компенсации и международного сотрудничества.

Источниками ядерного права являются:

1. Конституция Российской Федерации;
2. Международные нормативно-правовые акты в области ядерной энергетики, ратифицированные Российской Федерацией;
3. Федеральные законы, содержащие нормы ядерного права;
4. Подзаконные нормативно-правовые акты федеральных органов государственной власти, органов местного самоуправления, а так же гос. предприятий и учреждений, издаваемые в области ядерной энергетики в пределах их компетенции.

Базовыми законами, регулирующими использование ядерной энергии в России, являются федеральные законы:

- «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 года N 170-ФЗ;
- «О радиационной безопасности населения РФ» от 09.01.1996 года N 3-ФЗ;
- «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» от 1 декабря 2007 г. N 317-ФЗ;
- «О безопасности» от 28 декабря 2010 г. № 390-ФЗ.

Однако, как отмечает А.М. Агапов, как готовые компоненты атомного права эти законы в их современном виде рассматриваться не могут, т.к. в этих законах отсутствует единство терминов и понятий для всех объектов их применения, а имеющиеся определения неоднозначны и иногда противоречат физическому смыслу и технической логике[1].

Определившись с терминологией, предметом, методом, основными принципами и базовыми законами можно переходить к упорядочению структуры ядерного законодательства России, начав в создания Ядерного кодекса Российской Федерации.

Ядерный кодекс Российской Федерации должен представлять собой логически выстроенную совокупность входящих в правовую систему РФ законодательных и подзаконных нормативных правовых актов, а так же международных договоров РФ, комплексно регулирующих отношения в области использования ядерной энергии.

Структура Ядерного кодекса РФ предлагается следующая:

- Раздел 1. Вводные положения: название, преамбула, цели, сфера применения, глоссарий.
- Раздел 2. Регулирующий орган.
- Раздел 3. Регулирующая деятельность: уведомление, выдача разрешения, инспекции, санкции и штрафы.
- Раздел 4. Радиационная защита.
- Раздел 5. Радиационные источники.
- Раздел 6. Безопасность ядерных установок и снятие с эксплуатации.
- Раздел 7. Аварийная готовность и реагирование.
- Раздел 8. Добыча и переработка радиоактивных материалов.
- Раздел 9. Перевозка радиоактивных материалов.
- Раздел 10. Отработавшее топливо и радиоактивные отходы.
- Раздел 11. Ответственность за ядерный ущерб и её покрытие.
- Раздел 12. Гарантии.
- Раздел 13. Контроль за экспортом и импортом.
- Раздел 14. Физическая ядерная безопасность. Физическая защита и незаконный оборот.
- Раздел 15. Заключительные и переходные положения: вступление в силу, правопреемство, отмена.

Надеемся, что вышеуказанные предложения помогут законодателю ускорить работу по кодификации ядерного законодательства России.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Агапов, А.М. и др.* Состояние и перспективы развития государственного управления использованием атомной энергии на основе методов административно-правового регулирования [Электронный ресурс] / А.М. Агапов, М.В. Михайлов, Г.А. Новиков // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. 18.05.2011. – Режим доступа: URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2011/05/18/22313> – 29.01.2013.
2. *Иойрыш, А.И. и др.* О концепции атомного права России [Электронный ресурс] / А.И. Иойрыш, Г.А. Новиков, О.А. Супатаева // Атомная стратегия. – 2004. – №11. Июнь. – Режим доступа: URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=75> – 29.01.2013.

### **Nuclear code of the Russian Federation – the first step towards codification of the nuclear legislation of Russia**

**V.T. Kornienko**

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,  
73/94 Lenin St., Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360, e-mail: kvt@bk.ru*

**Abstract**– This article discusses the issues associated with the need for the codification of the nuclear legislation of Russia.

**Keywords:** nuclear law, codification of nuclear legislation, nuclear code of Russia.

**СОЦИАЛЬНО-ПРАВОВЫЕ АСПЕКТЫ РАЗВИТИЯ  
ТЕРРИТОРИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС**

УДК 349.7

**ПРАВОВЫЕ АСПЕКТЫ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ  
ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС**

© 2013 г. Н.В. Абросимова

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

Поступила в редакцию 10.02.2013 г.

В статье рассматривается необходимость дальнейшего совершенствования законодательства в сфере использования атомной энергии при обеспечении экологической безопасности, исключающей негативное воздействие на человека и окружающую среду.

*Ключевые слова:* атомная энергия, законодательство в сфере атомной энергетики, экологическая безопасность, Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

Использование атомной энергии в современных условиях является научно обоснованным и устойчивым лишь при обеспечении экологической безопасности. Благодаря функционированию объектов атомной энергетики возможно также повышение конкурентоспособности в отношении иных отраслей энергетики, работающих на органическом топливе, или использующих ветровую и солнечную энергию. Существенное значение при этом имеет комплексное правовое обеспечение деятельности объектов атомной энергетики, определяемое парадигмой устойчивого развития.

До 1995 года в России, вообще, не было законов, устанавливающих правовую основу и принципы безопасности при использовании атомной энергии, защищающих жизнь, здоровье, имущество граждан и окружающую среду от возможных негативных воздействий использования атомной энергии и функционирования ядерного комплекса России. Однако за последние годы в этой области произошли значительные изменения. Приняты и работают базовые законы, регулирующие использование атомной энергии в стране, а именно, «Об использовании атомной энергии», «О радиационной безопасности населения Российской Федерации», «О финансировании особо радиационно-опасных и ядерно-опасных производств и объектов», «О специальных экологических программах реабилитации радиационно загрязненных участков территорий», законодательные акты по социальной защите граждан, пострадавших от радиационных аварий и катастроф и т.д. В развитие указанных законов приняты многочисленные подзаконные нормативные правовые акты, входящие в систему правового регулирования использования атомной энергии в России. Особое, концептуальное значение имеют принятые недавно Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года (утв. приказом Президента РФ 1 марта 2012 года № 539), а также Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 12 марта 2013 года № 103 «Об утверждении руководства по безопасности «Оценка эффективности корректирующих мер по нарушениям в работе атомных электрических станций и исследовательских ядерных установок и анализ информации об опыте эксплуатации атомных электрических станций и исследовательских ядерных установок».

Тот факт, что в нормативном правовом массиве увеличился удельный вес законов (ранее в правовом регулировании преобладали подзаконные акты – правительственные и ведомственные) следует отметить как позитивное явление. Тенденция к примату законодательного регулирования отношений должна служить фактором последовательной реализации конституционного принципа разделения властей и построения в России правового государства.

В то же время, существующее правовое обеспечение деятельности в области использования атомной энергии нельзя признать удовлетворительным, в полной мере обеспечивающим интересы развития ядерного энергетического и ядерного оружейного комплекса страны. Во-первых, основополагающие законодательные акты, регулирующие вопросы использования атомной энергии, в частности, законы об использовании атомной энергии и о радиационной безопасности населения, требуют дальнейшего развития, внесения изменений и дополнений в те нормы, которые на сегодняшний день уже не отвечают интересам отрасли и не обеспечивают ее эффективного функционирования. Во-вторых, проведение современных экономических и организационных реформ и дальнейшее развитие правовой системы России, требуют приведения в соответствие с ними норм атомного законодательства, ставя перед последним новые задачи (в частности, развитие форм собственности и организационно-правовых форм организаций атомной энергетики, а также правового режима их имущества; лицензирование видов деятельности по атомной тематике; техническое регулирование и т.д.). В-третьих, существуют определенные теоретико-правовые проблемы осуществления государственного регулирования и контроля за обеспечением экологической безопасности атомной энергетики, например, касающиеся совмещения Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» административно-распорядительных, контрольно-надзорных функций и элементов ее частнопроводимого статуса.

В настоящее время детального нормативного регулирования требует проблема обеспечения безопасности использования атомной энергии. Как известно, атомная энергетика является одной из немногих областей человеческой деятельности, в которой прогнозирование последствий принимаемых проектных, конструкторских и технологических решений, а также последствий действий обслуживающего персонала, возможно лишь средствами математического моделирования физического эксперимента. Прямые физические «эксперименты» типа аварий на АЭС в Чернобыле (1986 г.), на Фукусиме (2011 г.) с оцененным ущербом свыше 500 миллиардов долларов вновь и вновь подтверждают ограниченность наших знаний о природе возникновения и протекания тяжелых аварий, и несовершенство применяемых методов математического моделирования результатов таких физических «экспериментов». Кроме того, до недавнего времени нормативная база, регламентирующая вопросы прогнозирования возможных негативных последствий, связанных с эксплуатацией АЭС, была далека от совершенства.

Как обстоят дела с прогнозированием экологической безопасности объектов ядерной энергетики в России сегодня? Еще в постчернобыльское время появилось понимание важности анализа неопределенностей в прогнозных оценках безопасности. Тогда бросились совершенствовать расчетные коды, оснащать АЭС дополнительной измерительной и диагностической аппаратурой, совершенствовать существовавшие и создавать новые системы обеспечения безопасности, появились первые тренажеры для обучения персонала. Однако подобный подход и системный анализ должны сопровождать процесс использования атомной энергии не по факту, а еще при планировании размещения объектов атомной отрасли.

В связи с этим, положительное значение для обеспечения экологической

безопасности на объектах атомной энергетики может иметь рецепция (с учетом российской специфики) германского опыта по деятельности «экологических уполномоченных» на ядерных объектах [1]. При этом в российских условиях эффективное функционирование данного института должно обеспечиваться комплексом правовых, организационных и финансовых мер, предполагающих назначение данных лиц из числа ведущих специалистов в области атомного и экологического права, независимость их статуса и достаточные финансовые гарантии деятельности «экологических уполномоченных».

Анализ правовых норм и принципов развития атомной энергетики в Российской Федерации, а также соотношения с законодательством развитых стран в этой области (США, Франция, Италия, Швеция) показал целесообразность включения в систему специальных установлений принципа предосторожности, отражающего оценку рисков, опасностей, иного неблагоприятного воздействия на окружающую среду при принятии нормативных актов в рассматриваемой сфере [2].

Реализация такого подхода обеспечит безопасное использование атомной энергии при осуществлении Энергетической стратегии России на период до 2030 года, утвержденной распоряжением Правительства РФ от 13 ноября 2009 г. №1715-р.

Исходя из текста вышеуказанного распоряжения, основными целями правового регулирования в сфере атомной энергетики являются:

- всемерное развитие атомной энергетики (использование атомной энергии) для удовлетворения потребностей народного хозяйства, науки и техники;
- обеспечение радиационной и ядерной безопасности лиц, работающих с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений, и всего населения;
- охрана окружающей среды от возможного в результате развития атомной энергетики радиоактивного и теплового загрязнения;
- нейтрализация других побочных отрицательных факторов, которые могут возникать при производстве и использовании атомной энергии.

Следует подчеркнуть, что атомное право является комплексной отраслью и содержит нормы разных отраслей права, в том числе экологического права (в части охраны окружающей среды от радиоактивного загрязнения), и нуждается в дальнейшем развитии и совершенствовании. Важно отметить также, что изменение законодательства в сфере атомной энергетики неизбежно влечет за собой преобразования и в других отраслях права (административном, уголовном и т.д.).

Исторические особенности развития нашей страны, высокий уровень коррупции и недостаточное внимание к проблемам экологической безопасности показывают, что в России необходимо всячески усиливать контроль за объектами атомной энергетики. Такой контроль должен носить максимально открытый характер с целью недопущения злоупотреблений и иных серьезных нарушений. Этой цели можно достичь путем привлечения видных экологов и специалистов по охране окружающей среды для проведения независимого контроля за соблюдением норм экологического законодательства на АЭС. При этом необходимо исключить прямое подчинение каким-либо структурам Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». Эффективное выполнение данной задачи будет способствовать повышению уровня доверия общества к атомной энергетике, что в свою очередь приведет к исключению в будущем целого ряда проблем, связанных со строительством и модернизацией новых АЭС. Это также существенно снизит риски возникновения внештатных ситуаций и усилит контроль со стороны руководства АЭС и всей Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» в целом за экологической безопасностью на объектах атомной энергетики [3].

Таким образом, главная задача проводимой сегодня экологической политики заключается не в умении действовать после аварий на предприятиях атомной отрасли, а в поиске возможностей таких аварий избежать.

Для выполнения поставленной задачи необходимо сосредоточить усилия на следующих основных направлениях:

1) совершенствование государственного управления и координации работ в области безопасного использования атомной энергии, включая вопросы организации перевозок ядерных материалов, радиоактивных веществ и изделий на их основе, развития культуры безопасности на объектах использования атомной энергии с учетом международной практики;

2) совершенствование государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии, включая вопросы нормативного регулирования, государственного контроля и надзора за ядерной и радиационной безопасностью, повышения эффективности лицензионной деятельности и экспертиз по безопасности в этой области, в том числе создание механизмов для проведения всесторонней экспертизы безопасности ядерно и радиационно опасных объектов;

3) усиление защиты ядерно и радиационно опасных объектов и материалов от возможного вредного влияния человеческого, техногенного, природного факторов, а также террористических проявлений, включая совершенствование систем и средств физической защиты объектов использования атомной энергии, повышение их противодиверсионной и антитеррористической устойчивости;

4) кадровое обеспечение всех видов работ, относящихся к деятельности по использованию атомной энергии и влияющих на обеспечение безопасности, включая совершенствование системы профессионального отбора, подготовки, переподготовки, повышения квалификации с использованием современных генетических, психофизиологических и медицинских методов диагностики состояния здоровья персонала, осуществляющего деятельность в области использования атомной энергии;

5) ликвидация и утилизация ядерно и радиационно опасных объектов, эксплуатация которых по функциональному назначению прекращена, отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов и реабилитация радиационно загрязненных участков территорий Российской Федерации;

6) совершенствование системы предупреждения чрезвычайных ситуаций на ядерно и радиационно опасных объектах и системы реагирования на радиационные аварии;

7) дальнейшее развитие международного сотрудничества в области ядерной и радиационной безопасности, предупреждения чрезвычайных ситуаций, организации аварийной готовности и аварийного реагирования.

В настоящее время Россия находится на этапе, требующем ускоренных и устойчивых темпов инновационного развития атомной отрасли. Это соответствует общемировой проблеме увеличения энергопотребления при одновременном снижении негативного влияния на экологию Земли. Поэтому возрастает роль нормативно-правового регулирования, прежде всего, безопасного использования атомной энергии.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Гордон, Б.Г.* Безопасность и развитие атомной энергетики [Текст] / Б.Г. Гордон // *Ядерная физика и инжиниринг.* – 2012. – № 3. – С. 18.
2. *Румянцев, А.Н.* О вере в безопасность ядерной энергетики [Текст] / А.Н. Румянцев // *Альтернативная энергетика и экология.* – 2013. – № 2. – С. 27.
3. *Шеян, К.Д.* Новое в атомном законодательстве [Текст] / К.Д. Шеян // *Российская юстиция.* – 2013. – № 1. – С. 24.

## **Juridical aspects of ecological safety of NPP exploitation**

**N.V. Abrosimova**

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,  
73/94 Lenin St., Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360,  
e-mail: abnatvik@yandex.ru*

**Abstract**– This article says about the necessity of further perfection of legislation in the sphere of nuclear-power using for providing ecological safety eliminating the negative influence on man and environment.

*Keywords:* nuclear-power, legislation in the sphere of nuclear energy, ecological safety, Rosatom Nuclear Energy State Corporation (Rosatom).

**СОЦИАЛЬНО-ПРАВОВЫЕ АСПЕКТЫ РАЗВИТИЯ  
ТЕРРИТОРИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС**

УДК 004.358:004.9

**АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ СОЗДАНИЯ ЭФФЕКТИВНОЙ  
СИСТЕМЫ ПОДГОТОВКИ ОПЕРАТОРОВ  
РУЧНОЙ ДУГОВОЙ СВАРКИ**

© 2013 г. Б.П. Грузинцев\*, А.В. Сас\*\*

\* Исследовательский центр подготовки и аттестации рабочих кадров «Профессионал», Москва.

\*\* Российский государственный университет нефти и газа им. И.М. Губкина;

Исследовательский центр подготовки и аттестации рабочих кадров «Профессионал», Москва.

Поступила в редакцию 15.02.2013 г.

Статья посвящена анализу причин низкой эффективности системы подготовки высококвалифицированных электросварщиков. Показано, что для повышения эффективности необходим поэтапный профессиональный отбор и обучение с использованием технических средств обучения, а также подготовка учебных мастеров по новой программе.

*Ключевые слова:* профессиональный отбор, профессиональная поэтапная подготовка, натуральная информационная модель, технические средства обучения, эргономика и психология, подготовка учебных мастеров.

В настоящее время в нашей стране продолжает возрастать дефицит высококвалифицированных рабочих кадров, в том числе операторов ручной дуговой сварки. На становление высококвалифицированных сварщиков (операторов ручной дуговой сварки – РДС) уходит 6-9 лет, причем высокой квалификации достигают только 7-10% из числа прошедших начальное обучение профессии [1].

Такая ситуация сложилась потому, что:

– нет поэтапного профессионального отбора, как по психофизиологическим характеристикам (устойчивость вестибулярных реакций, сила и динамика нервных процессов и др.) перед началом обучения, так и по адаптационным характеристикам (способность к ориентации в усложняющихся пространственных и временных условиях и др.) в ходе обучения не производится;

– не учитывается, что объем и скорость формирования профессиональных навыков у разных учеников может существенно отличаться и поэтому тип и количество упражнений, их сочетание и временной промежуток между повторениями, и другие компоненты необходимо корректировать в зависимости от индивидуальных характеристик обучаемого;

– в связи с тем, что оценка текущего уровня профессионального мастерства производится только по результатам сварки контрольных образцов, то не удается своевременно замечать формирование «неправильных» навыков и определять какие из элементов квалификации необходимо совершенствовать;

– не учитываются эргономические [1] и психологические характеристики [2] характеристики взаимодействия оператора с технологическим процессом сварки. Поэтому при формировании профессиональных двигательных навыков на реальном процессе в условиях значительного уровня помех и быстрого утомления зрения, и при

формировании навыков оценки состояния процесса при неустойчивых двигательных навыках, приводит к значительному увеличению сроков и затрат обучения профессиональному мастерству;

– не существует базирующейся на положениях эргономики, психологии и педагогики системы подготовки учебных мастеров, и поэтому результаты начального этапа обучения профессии электросварщика в существенной мере зависят от субъективного профессионально-педагогического мастерства учебного мастера;

– системы совершенствования профессионального мастерства операторов РДС не существует, а повышение их квалификации происходит случайным образом в ходе их практической деятельности.

На основании выше изложенного можно констатировать, что системы подготовки высококвалифицированных операторов РДС фактически нет. В то же время, современные системы подготовки операторов в атомной промышленности, авиации и космонавтике предполагают обучение и профессиональный отбор в три этапа с использованием технических средств обучения на основе научных данных эргономики, психологии и педагогики. Информационное поле в этих видах деятельности представляется в цифровом виде.

Однако, при РДС информационное поле процесса (параметры сварного соединения, наличие и положение шлака, длина и пространственное положение дуги, ее звуковое сопровождение и др.) имеет натуральный вид и создается действиями оператора по управлению параметрами дуги (ее длины, положения и скорости перемещения в пространстве) в заданных технологических пределах. При этом стабильность информационного поля в значительной степени зависит от стабильности профессиональных действий оператора, т.е. от его квалификации [3].

Проведенные экспериментальные и теоретические исследования разработанной модели взаимодействия оператора с технологическим процессом дуговой сварки [4] показали, что системообразующим компонентом квалификации операторов РДС являются навыки перемещения электрода с заданной скоростью вдоль стыка и с заданной скоростью его сгорания. Эти навыки также являются основой формирования у операторов эталонов оценки состояния технологического процесса по зрительной и цифровой информации.

Но сформировать устойчивые навыки управления по натуральной модели при начальном обучении на реальном процессе очень сложно из-за ряда причин: высокой температуры дуги, ограниченности информационного поля и других. Кроме того, временной прогресс роста квалификации зависит от характеристик передачи информации из оперативной в долговременную память, а эти характеристики индивидуальны для каждого обучающегося [5]. Также необходимо учитывать, что в реальном процессе одни и те же профессиональные движения могут быть выполнены различными группами мышц с разной скоростью и в разных сочетаниях. Поэтому освоить сложные профессиональные навыки для большинства новичков является непростой задачей.

Проведенные нами исследования и опыт начальной практической подготовки показал, что снизить влияние отвлекающих факторов и сформировать устойчивый навык управления по натуральной информационной модели удастся при обучении с использованием тренажера в сочетании с реальным процессом [2].

Рядом ведущих зарубежных фирм в области производства сварочного оборудования (Линкольн-электрик, Фрониус, Кемппи) разработаны высоко-технологичные модели тренажеров, практически полностью имитирующие реальный процесс. Тренажеры позволяют определять все компоненты профессиональных движений. Однако, применение этих тренажеров при начальном обучении по той же

методике, которая сейчас используется при обучении на реальном процессе, способствует быстрому формированию и закреплению неправильного навыка излишней нагрузки зрения и искаженных эталонов оценки состояния технологического процесса сварки.

Проведенные нами исследования показали, что устойчивый навык управления сварочной дугой наиболее целесообразно формировать с использованием тренажерных упражнений в сочетании с упражнениями на реальном процессе. Опыт подготовки нескольких групп электросварщиков [2,4] показал, что начинать практическое обучение целесообразно с формирования профессиональных двигательных навыков при использовании простейшего тренажера. Это позволяло учащимся, после объяснения учебным мастером биомеханики движений, осмысленно подходить к освоению двигательных навыков при имитации сварки в различных пространственных положениях. Кроме того, при сформированных элементах профессиональных движений, выполнение закрепляющих упражнений на реальном процессе сопровождалось устойчивой зрительной и слуховой информацией, что ускоряло формирование эталонов оценки состояния процесса и способствовало организации оптимального режима работы зрения и слуха. При этом одновременно происходило и обучение навыкам разгрузки зрения, что позволяет вести качественную сварку в течение большего периода времени.

В зависимости от совершаемых ошибок педагогом корректировался состав, количество и тип упражнений, период временной задержки при переходе от одной серии упражнений к другой. Выполнение упражнений на более сложном тренажере [6] также сопровождалось закреплением освоенных навыков на реальном процессе. После этого определялся коэффициент переноса навыка на реальный процесс. Следует отметить, что этот коэффициент имел большой разброс, что свидетельствовало о разной способности контингента к освоению профессии оператора РДС и, поэтому, он использовался нами при профессиональном отборе. Затем, в зависимости от успехов в освоении конкретного упражнения на реальном процессе, осуществлялся переход к выполнению более сложного упражнения на тренажере. В дальнейшем цикл тренажер - реальный процесс повторялся. Проведенные исследования влияния различных факторов на эффективность обучения и практика подготовки показали, что всеми указанными выше особенностями подготовки операторов РДС с использованием тренажеров должен хорошо владеть учебный мастер.

Использование тренажеров, психологии, педагогики и профессионального отбора при подготовке электросварщиков позволило значительно (от 3-х до 10-ти раз, в зависимости от индивидуальных характеристик обучаемых) сократить срок их подготовки при снижении в 3-5 раза материальных затрат. Причем, уже через месяц наиболее способные из набранного контингента (порядка 35%) достигали 4-го разряда квалификации. Следует отметить, что при исследованиях подготовку электросварщиков по нашей методике проводил педагог, хорошо разбирающийся не только в технике, технологии и приемах сварки, но и в вопросах эргономики, психологии труда и педагогике. При существующей же в настоящее время системе начальной подготовки, учебные мастера используют эргономику, психологию и педагогику только на интуитивном уровне, исходя из собственного практического опыта сварки.

В заключение можно отметить, что имеются все предпосылки создания в нашей стране эффективной системы подготовки высококвалифицированных операторов РДС. Основой создания такой системы являются проведенные теоретические и экспериментальные исследования различных характеристик взаимодействия оператора с процессом сварки, разработанные технические средства обучения и имеющийся опыт

практической подготовки нескольких групп электросварщиков по новой, базирующейся на положениях эргономики, биомеханике, анатомии, психологии и педагогики, программе с использованием технических средств обучения. На настоящий момент наиболее важным и сложным элементом, необходимым для создания эффективной системы подготовки высококвалифицированных операторов РДС является подготовка по новой программе учебных мастеров.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Грузинцев, Б.П. и др.* Эргономические основы подготовки высококвалифицированных операторов ручной дуговой сварки (РДС) [Текст] / Б.П. Грузинцев, А.В. Сас // Глобальная ядерная безопасность. – 2011. – №1(1). – С. 121–126.
2. *Грузинцев, Б.П. и др.* Психопедагогические основы подготовки высококвалифицированных сварщиков ручной дуговой сварки [Текст] / Б.П. Грузинцев, А.В. Сас // Глобальная ядерная безопасность. – 2013. – № 4(5). – С. 98–101.
3. *Сас, А.В. и др.* Модельное представление деятельности оператора при ручной дуговой сварке [Текст] / А.В. Сас, Б.П. Грузинцев, В.А. Парахин // Труды МВТУ. – 1980. – № 234. – С. 41–51.
4. *Сас, А.В.* Повышение эффективности управления при механической и ручной сварке [Текст] // Сварочное производство. – 1996. – №9. – С. 27–29.
5. *Решетова, З.А.* Психологические основы профессионального обучения [Текст] / З.А. Решетова. – М.: Издательство МГУ, 1985. – 208 с.
6. *Сас, А.В. и др.* Мультимедийный тренажер для ручной дуговой сварки / А.В. Сас, В.В. Кривин, И.О. Ишигов, В.А. Толстов // Сварочное производство. – 2010. – №5. – С. 57–59.

### Topical issues of creation of the effective system for manual arc welding highly qualified operators training

**B. P. Gruzintsev\*, A. V. Sas\*\***

\* *Research center of training and personnel attestation «Professional», Partijnybystr., Moscow, Russia 113093, e-mail: kog-as@bk.ru*

\*\* *Gubkin Russian State University of Oil and Gas, 65/1 Leninsky avenue, Moscow, Russia 119991; Research center of training and personnel attestation «Professional», Partijnybystr., Moscow, Russia 113093 ; e-mail: anatolii\_sas@mail.ru*

**Abstract** – The article is devoted to reasons analysis of low efficiency of highly qualified welders training system. It is shown that phased professional selection and training with the help of technical means as well as masters training according to the new program is necessary for effectiveness increase.

**Keywords:** professional selection, professional phased training, natural information model, technical means of training, ergonomics and psychology, masters training.

УДК 316.7

## ПРАКТИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ФОРМИРОВАНИЯ ПРИВЕРЖЕННОСТИ КУЛЬТУРЕ БЕЗОПАСНОСТИ НА ИНДИВИДУАЛЬНОМ УРОВНЕ У СТУДЕНТОВ ВУЗА

© 2013 г. В.А. Руденко, Н.П. Василенко

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

Поступила в редакцию 15.02.2013 г.

В статье представлены материалы теоретических и практических обобщений по реализации модели формирования приверженности культуре безопасности у студентов вуза, приведен комплекс мероприятий реализуемых вузом и планируемых к реализации, в соответствии с требованиями, предъявляемыми к работникам атомной отрасли.

*Ключевые слова:* культура безопасности на индивидуальном уровне, приверженность культуре безопасности, критическая позиция, коммуникативность работника, строго регламентированный и взвешенный подход, коучинг, аттитюды, тренинги.

Культура безопасности является жизненно важным элементом безопасности во многих отраслях промышленности, при этом учитывается приверженность культуре безопасности работников как наивысший приоритет. Истинная приверженность повышению безопасности подразумевает нечто большее, чем письменное заявление о политике и упоминание в выступлениях старших руководителей о важности повышения безопасности. Приверженность подразумевает не только осуществление лидерства, но также и разработку, в сотрудничестве с персоналом и его представителями, средств переноса целей безопасности организации в повседневную действительность, так как она содержит в себе сочетание общих ценностей, подходов и образцов поведения, это – «наш способ ведения дел»[1].

Учитывая, что:

- культура безопасности формируется как по линии организаций (путем осуществления определенной деятельности), так и по линии отдельных лиц (также через определенные действия);
  - выражение «культура безопасности» относится к общему понятию приверженности и личной ответственности за безопасность всех лиц, занимающихся любой деятельностью, которая влияет на безопасность АЭС;
  - культура безопасности предусматривает, чтобы все работы, влияющие на безопасность, исполнялись точно, с осторожностью, осмысленно, на основе полных знаний, здравого смысла и ответственности;
  - приверженность культуре безопасности должна осуществляться взаимосвязано на трех уровнях: на политическом уровне, на уровне руководителей, на индивидуальном уровне,
- можно определить наиболее значимый ее уровень и методы формирования культуры безопасности у студентов вуза – индивидуальный.

Приверженность культуре безопасности на индивидуальном уровне определяется такими составляющими, как: критическая позиция, строго регламентированный и взвешенный подход, коммуникативность [3].

Критическая позиция, в соответствии с которой человек, прежде чем приступить к выполнению каких-либо задач, связанных с безопасностью, должен мысленно проверить себя по следующим вопросам: понимаю ли я задачу, в чем состоит моя ответственность, какова её связь с безопасностью, достаточны ли мои знания для выполнения работы, в чем состоит ответственность других, возможны ли какие-либо непредвиденные обстоятельства, нужна ли мне помощь, какие могут быть ошибки, какие могут быть последствия отказов или ошибок, что нужно сделать, чтобы избежать ошибок или отказов, что я должен делать, если отказ произойдет, может и должна формироваться в процессе проведения занятий в вузе, не зависимо от их содержания, особенно при проведении лабораторных и практических занятий.

Строго регламентированный и взвешенный подход, которого должен придерживаться при выполнении работ, влияющих на безопасность, каждый работник, включающий: правильное понимание рабочих процедур; точное исполнение этих процедур; готовность к неожиданному развитию событий; прекращение работы и обдумывание возникшей проблемы; обращение за помощью при необходимости; своевременность выполнения заданий; исполнение работ с особой тщательностью; строгое следование установленной последовательности операций, должен формироваться методами организации занятий, методами организации образовательного процесса в вузе, в тренинговой и повседневной деятельности студентов.

Коммуникативность работника, которая рассматривается как качественное ведение документации, своевременное и полное информирование о своих действиях и предполагает наличие таких составляющих, как: получение необходимой информации от других, передача информации другим (доложить о выполнении или невыполнении работы, о возникших проблемах и т.п.); документирование (документирование и представление докладов о результатах работы, записи в рабочей документации: своевременные, полные, понятные, разборчивые, аккуратные, достоверные) у студентов вуза может формироваться соответствующими требованиями организации образовательного процесса, курсового и дипломного проектирования, практики.

Таким образом, можно отметить, что при формировании приверженности культуре безопасности у студентов на индивидуальном уровне необходимо использовать такие педагогические методы воспитания, как:

- методы формирования сознания (разъяснение, внушение и увещание; этическая беседа, диспут, пример), для формирования убеждений, взглядов, стремлений студентов;
- методы организации деятельности (упражнение, требование), направленные на формирование определенного типа поведения;
- методы мотивации и стимулирования.

Основные подходы к определению направлений развития культуры безопасности в вузе, ориентированные на подготовку кадров в атомной отрасли, определяемые «в соответствии с общими подходами к определению культуры безопасности при эксплуатации АЭС, с теми компетенциями по культуре безопасности, которые должны быть сформированными у персонала, с Концепцией образовательной политики в области безопасности и с теми особенностями, в которых развивается процесс обучения в вузе в настоящее время», рассматривались нами ранее [4, 5, 6]. В соответствии с чем, были выделены направления формирования культуры безопасности: изменение аттитюдов, мнений и ценностей студентов и изменение организационной структуры и баланса целей, методов организации образовательного процесса в вузе.

Особое место в формировании поведенческих реакций студентов, адекватных требованиям культуры безопасности занимает коучинг как средство содействия, помощи другому человеку в поиске его собственных решений, реализацию потенциала самого человека, создание условий, чтобы он понял, что ему надо делать, сам определил цели и способы для их достижения. Следующее направление – это тренинги, где студенты ищут лучшие для себя и оптимальные для конкретной ситуации решения. В процессе сессий коучинга и проведенных тренингов, по мнению авторов многих методик данного направления, «отслеживается самоидентификация студента в проблеме, преодоление узких рамок проблемы, вход в различные перспективы, фасилитация выбора, ответственное восприятие плана, действия по воплощению плана». Все это и будет способствовать развитию у студентов критической позиции, строго регламентированному и взвешенному подходу к выполнению всех видов как учебного, так и производственного характера и развитию их коммуникативности.

Основным итогом работы вуза по формированию культуры безопасности студентов должно быть формирование конкретных компетенций, которые были составлены для персонала Концерна «Росэнергоатом» в сфере культуры безопасности. В перечень вошли 19 объединенных в группы (кластеры) наиболее распространенные компетенции, которые описывают деятельность руководителей и технических специалистов, демонстрирующую уровень их приверженности культуре безопасности.

Кроме того, одними из эффективных практических методов формирования приверженности культуре безопасности у студентов вуза могут стать методы программы «Повышения эффективности деятельности человека» – Human Performance Improvement (HPI), адаптированные к вузу. Данный подход, предложенный Институтом по эксплуатации атомных электростанций США – Institute of Nuclear Power Operations (INPO), «построен на анализе природы человеческой деятельности и включает в себя широкий набор методов и инструментов, направленных на сокращение числа ошибок персонала. Внедрение этого подхода на предприятиях атомной энергетики США способствовало резкому сокращению количества значимых событий и повышению эффективности деятельности человека» [2].

Основными практическими методами формирования приверженности культуре безопасности у студентов вуза должны стать методы организации и проведения занятий с необходимой постановкой вопросов, организацией соответствующих потоков информации, способствующие развитию культуры безопасности на индивидуальном уровне независимо от их содержания; активные методы проведения занятий, тренинги, отрабатывающие необходимые действия и формы должного, ответственного поведения студентов, демонстрирующие их приверженность к культуре безопасности.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ключевые вопросы практики повышения культуры безопасности: INSAG-15 [Текст] / Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2002. – 24 стр. – (серия INSAG, ISSN 1025–2169 ; INSAG-15).
2. *Машин, В.А.* Повышение эффективности деятельности человека в атомной энергетике [Текст] / В.А. Машин. – [Б.м.], 2012.
3. Развитие культуры безопасности в ядерной деятельности: Практические советы по достижению прогресса. Серия Отчеты по безопасности, МАГАТЭ [Текст]. – Вена, 1998; Культура безопасности. Серия Безопасность. № 75-INSAG-4, МАГАТЭ [Текст]. – Вена, 1991; Культура безопасности [Текст] / Учебное пособие. – Киев, 2005.

4. Руденко, В.А. Инициализация подготовки специалистов для обеспечения развития крупномасштабной безопасной ядерной энергетики [Текст] / В.А. Руденко // Глобальная ядерная безопасность. – 2012. – №1. – С. 10–14.
5. Руденко, В.А. и др. Социокультурные ориентиры современной молодежи по вопросам культуры безопасности в атомной отрасли [Текст] / В.А. Руденко, Ю.А. Евдошкина // Глобальная ядерная безопасность. – 2012. – Спецвыпуск(3). – С. 93–96.
6. Руденко, В.А. и др. Компетентностный подход в воспитании культуры безопасности в вузе [Текст] / В.А. Руденко, Н.П. Василенко // Глобальная ядерная безопасность. – 2012. – №2-3(4). – С. 136–140.

## **Practical methods for promoting safety culture at the individual level to the students of higher education institution**

**V.A.Roudenko\*, N.P.Vasilenko\*\***

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

*\* e-mail: VARudenko@mephi.ru ; \*\* e-mail:NPVasilenko@mephi.ru*

**Abstract** – The article presents the general theoretical and practical materials concerning the model of promoting safety culture to the students of higher education institution, also the full range of activities done by the Institute and their plan in accordance with the requirements for nuclear industry personnel.

**Keywords:** safety culture at the individual level, safety culture observance, critical attitude, employee communicativeness, regimented and balanced approach, coaching, attitudes, trainings.

## АВТОРСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ НОМЕРА 1, 2013

Абросимова Н.В.	91	Медведев В.Н.	33
Бажанов В.В.	53	Никифоров В.Н.	84
Бакаева Е.Н.	23	Подрезов Н.Н.	84
Бейсуг О.И.	29	Потапов Е.А.	33
Берела А.И.	58	Проскуряков К.Н.	47
Бродягин В.Н.	40	Пугачёва О.Ю.	84
Веселова И.Н.	78	Романов П.А.	47
Воротынцев В.Б.	5	Руденко В.А.	100
Василенко Н.П.	100	Сас А.В.	96
Гольдберг В.Ф.	84	Семенов С.В.	5
Грузинцев Б.П.	96	Сироткина А.Л.	67
Гунин П.А.	84	Стрижов В.Ф.	33
Доронин Ю.В.	40	Томилин С.А.	58
Елохин А.П.	5	Ульянов А.Н.	33
Ившин А.В.	18	Федотов А.Г.	58
Игнатова Н.А.	23	Цфасман Г.Ю.	5
Киселев Александр С.	33	Шевцова Я.А.	78
Киселев Алексей С.	33	Шуяков А.Л.	5
Колоколов Е.И.	72	Щуклинов А.П.	53
Корниенко В.Т.	87		
Кузнецов П.С.	40		
Лошаков И.И.	18, 53, 67		

## AUTHOR INDEX OF VOL. 1, 2013

Abrosimova N.V.	91	Nikiforov V.N.	84
Bakaeva E.N.	23	Podrezov N.N.	84
Vazhanov V.V.	53	Potapov E.A.	33
Beisug O.I.	29	Proskuryakov K.N.	47
Berela A.I.	58	Pugachyova O.Yu.	84
Brodiagin V.N.	40	Roudenko V.A.	100
Doronin Y.V.	40	Romanov P.A.	47
Elokhin A.P.	5	Sas A.V.	96
Fedotov A.G.	58	Semenov S.V.	5
Goldberg V.F.	84	Shchuklinov A.P.	53
Gruzintsev B. P.	96	Shevtsova Ya.A.	78
Gunin P.A.	84	Shuyakov A.L.	5
Ignatova N.A.	23	Sirotkina A.L.	67
Ivshin A.V.	18	Strizhov V.F.	33
Kiselev Alexander S.	33	Tomilin S.A.	58
Kiselev Alexey S.	33	Tsfasman G.U.	5
Kolokolov E.I.	72	Ulyanov A.N.	33
Kornienko V.T.	87	Vasilenko N.P.	100
Kuznetsov P.S.	40	Veselova I.N.	78
Loschakov I.I.	18, 53, 67	Vorotintsev V.B.	5
Medvedev V.N.	33		

## ПРАВИЛА ДЛЯ АВТОРОВ

1) Полный текст статьи, предназначенной для опубликования, должен сопровождаться представлением от учреждения, в котором выполнена работа, и подписан авторами.

2) Комплект должен содержать экспертное заключение о возможности опубликования.

3) К статье прилагаются:

– сведения об авторах на русском и английском языках (фамилия, имя, отчество, место работы, должность, ученая степень, звание, домашний, служебный и электронный адреса, телефоны. Если авторов несколько, указать, с кем вести переписку);

– сведения об организации авторов на русском и английском языках, включая почтовый адрес с индексом. Если авторов несколько, указать данные об организации каждого автора);

– название статьи и инициалы авторов на русском и английском языке;

– аннотация на русском и английском языках;

– индекс УДК;

– ключевые слова на русском и английском языках.

4) Объем статьи должен быть не более 8 страниц машинописного текста, включая таблицы, список литературы (не больше 15 источников) и рисунки (не более 5).

5) Статья должна быть набрана в соответствии с правилами компьютерного набора. В одном файле помещается только одна статья (в случае подачи двух статей и более). Сведения из пункта 3 являются частью статьи и должны быть также представлены в электронном виде.

Статья должна быть оформлена в формате MicrosoftOffice 97-2003 Word 7.0, через 1,5 интервала, шрифтом TimesNewRoman размером 14 пт. Поля со всех сторон – 2,5 см. Использование любых других шрифтов возможно только в виде исключения, если они внесены в код файла. Не следует использовать знаки принудительного переноса и дополнительных пробелов. Векторные величины выделяются полужирным шрифтом.

Для записи формул применять только редактор формул Equation 3.0. Большие формулы необходимо разбить на несколько строк, причем каждая новая строка – новый объект. Запрещается масштабировать формулы. При наборе формул необходимо придерживаться следующих размеров: текст – 11 пт, крупный индекс – 8 пт, мелкий индекс – 6 пт, крупный символ – 12 пт, мелкий символ – 10 пт. Формулы не должны включать в состав знаки пунктуации и нумерацию.

Статья должна содержать лишь самые необходимые формулы, от промежуточных выкладок желательно отказаться. Нумеруются только те формулы, на которые имеются ссылки. Нумерация формул должна быть сквозная по всей статье. Таблицы должны иметь заголовки и нумерацию, в них допускаются только общепринятые сокращения.

Желательно, чтобы таблицы не превышали одной страницы текста. Количество таблиц не должно превышать количество страниц.

Рисунки и схемы должны быть черно-белыми и представлены в формате \*.psx, размером 800x600, с подписями. Графики должны быть оформлены в формате MicrosoftOffice 97-2003 Word 7.0 и только отдельным файлом (каждый график на новом листе, либо в новом файле).

Единицы измерения следует давать в соответствии с Международной системой (СИ).

б) Литература приводится в порядке упоминания в конце статьи. В тексте

## ПРАВИЛА ДЛЯ АВТОРОВ

должны быть ссылки в квадратных скобках только на опубликованные материалы. Ссылки на иностранные источники даются на языке оригинала и сопровождаются, в случае перевода на русский язык, с указанием на перевод.

Рекомендуется проверка статей через программу Антиплагиат на сайте <http://www.antiplagiat.ru>

Библиография должна быть оформлена согласно ГОСТу 7.1-2003 «Библиографическая запись и библиографическое описание. Общие требования и правила составления».

**ВНИМАНИЕ!** В случае расхождения бумажной и электронной версий Издательство руководствуется бумажной версией.

### ПРИМЕРЫ ОФОРМЛЕНИЯ ЛИТЕРАТУРЫ:

*Для книг:* Энджел, Д. Поведение потребителей [Текст] / Д. Энджел. – М. : Физматлит, 1972. – 272 с.

*Для журналов:* Петров, Н.Н. Принципы построения образовательных программ и личностное развитие учащихся [Текст] / Н.Н. Петров // Вопросы психологии. – 1999. – №3. – С. 39.

*Для диссертаций:* Дзякович, Е.В. Стилистический аспект современной пунктуации : автореф. дис. канд. филол. наук [Текст] / Е.В. Дзякович – М., 1984. – 30 с.

*Для депонированных работ:* Кондраш, А.Н. Пропаганда книг [Текст] / А.Н. Кондраш. – М., 1984. – 21 с. – Деп. в НИЦ «Информпечать» 25.07.84. ФН 176.

*Описание архивных материалов:* Гуцин, Б.П. Журнальный ключ [Текст] // НРЛИ. Ф. 209. Оп. 1. Д. 460. Л. 9.

*Материалы конференций:* Шишков, Ю. Россия и мировой рынок: структурный аспект [Текст] / Ю. Шишков // Социальные приоритеты и механизмы преобразований в России : материалы междунар. конф. Москва, 12-13 мая 1998 г. – М. : Магма, 1993. – С. 19-25.

*Для патентов:* Пат. 2187888 Российская Федерация, МПК<sup>7</sup> Н 04 В 1/38, Н 04 J 13/00. Приемопередающее устройство [Текст] / Чугаева В. И. ; заявитель и патентообладатель Воронеж. науч.-исслед. ин-т связи. – № 2000131736/09 ; заявл. 18.12.00 ; опублик. 20.08.02, Бюл. № 23 (II ч.). – 3 с. : ил.

*Для авторских свидетельств:* А. с. 1007970 СССР, МКИ<sup>3</sup> В 25 J 15/00. Устройство для захвата неориентированных деталей типа валов / В. С. Ваулин, В. Г. Кемайкин (СССР). – № 3360585/25–08; заявл. 23.11.81; опублик. 30.03.83, Бюл. № 12. – 2 с.

*Для электронных ресурсов:* Дирина, А.И. Право военнослужащих РФ на свободу ассоциаций [Электронный ресурс] / А.И. Дирина // Военное право: сетевой журн. – 2010. – Режим доступа: URL: <http://voennoopravo.ru/node/2149> – 19.02.2011.

Комплект документов отправляется в редакцию журнала по адресу:  
347360, Россия, Ростовская область, г. Волгодонск, ул. Ленина, 73/94. Редакция  
журнала «Глобальная ядерная безопасность».

E-mail: [oni-viti@mephi.ru](mailto:oni-viti@mephi.ru)

Тел.: 8(8639)222717.

## Поздравляем юбиляра!



В 2013 году заслуженному деятелю науки и техники Российской Федерации, доктору технических наук, профессору Стеклову Олегу Ивановичу исполняется 80 лет.

О.И. Стеклов – видный ученый, руководитель научно-педагогической школы «Основы технологии, механо-коррозионной прочности, защиты и мониторинга сварных конструкций и сооружений», внесший значительный вклад в разработку методов прогнозирования работоспособности и повышения надежности ответственных конструкций различных отраслей промышленности при их эксплуатации в экологически- и коррозионноопасных условиях.

Ведет большую научно-организационную работу. С 1995 г. О.И. Стеклов – Президент Российского научно-технического сварочного общества, представляет нашу страну в Европейской федерации и Международном институте сварки.

О.И. Стеклов – лауреат премии Правительства Российской Федерации в области науки и техники (1998), дважды лауреат Премии имени академика И.М. Губкина (1997, 2002), награжден нагрудным знаком «Отличник газовой промышленности» (1990), дипломом «Почетный работник газовой промышленности» (2000), награжден медалью федерации космонавтики имени С.П. Королева «За заслуги перед отечественной космонавтикой» (2003), Дипломом и медалью имени академика Н.Н. Семенова «За выдающиеся достижения в области инженерных наук» (2006).

Он автор более 450 научных публикаций, в том числе 33 монографий, учебников, учебных пособий, брошюр и 65 изобретений и патентов. Под его научным руководством защищены 60 кандидатских диссертаций.

О.И. Стеклов большое внимание уделяет пропаганде здорового образа жизни. Ряд лет был членом комиссии по здоровью нации газеты «Советская Россия». Мастер спорта СССР по лыжам. Многократный чемпион Москвы, России, Мира в своей возрастной номинации.

Редколлегия журнала «Глобальная ядерная безопасность» поздравляет Олега Ивановича со знаменательной датой, желает здоровья и дальнейших успехов в плодотворной научно-технической деятельности!

# **ГЛОБАЛЬНАЯ ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

**№ 1(6) 2013**

Главный редактор – **М.Н. Стриханов, доктор физико-математических наук, профессор**

Сдано в набор 20.02.2013 г.

Компьютерная вёрстка Вишнёва М.М.

Корректор Вишнёва М.М. ИПО ВИТИ НИЯУ МИФИ

Подписано к печати 25.02.2013 г.

Бумага «SvetoCору» 80 г/м<sup>2</sup>. Объем 11.34 усл. печ. л.

Гарнитура «TimesNewRoman»,

Тираж 300 экз.

Отпечатано в типографии ВИТИ(ф) НИЯУ МИФИ