УДК 621.039.7

## Методы контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов на корпусном кипящем реакторе ВК-50

А.С. Курский<sup>1</sup>, В.В. Калыгин<sup>2</sup>, И.И. Семидоцкий<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ОАО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара», г. Москва, Российская Федерация <sup>2</sup> ОАО «Государственный научный центр – научно-исследовательский институт атомных реакторов»,

г. Димитровград, Российская Федерация

E-mail: kurskivy.aleksandr@rambler.ru, kalygin@niiar.ru, sii@niiar.ru

### Авторское резюме

Состояние вопроса: На современном этапе развития атомной отрасли для широкомасштабного внедрения инновационных энергоблоков необходимы опытные данные по радиационной безопасности прототипных реакторных установок. Методы контроля герметичности при работе зарубежных реакторов BWR заключаются в проведении внутриреакторного контроля тепловыделяющей сборки. Существующие способы и устройства конструктивно сложны, не обеспечивают необходимую точность измерений и прогнозирования дефектов оболочек твэлов. В связи с этим актуальным является обоснование новых методов проведения контроля герметичности оболочек твэлов при работе реактора и перегрузке активной зоны.

Материалы и методы: Основной объем информации получен методом эмпирического исследования. Новые конструктивные решения и технологические схемы разработаны по результатам опытно-экспериментальных исследований на реакторной установке ВК-50.

Результаты: Приведены результаты исследований свойств радиационной безопасности реакторной установки ВК-50. Разработаны не имеющие аналогов способы и устройства контроля герметичности оболочек твэлов в остановленном реакторе, а также новые методы, позволяющие устранить недостатки существующей технологии определения негерметичности оболочек твэлов. Обосновано, что особенности фазового переноса радиоактив-

ности позволяют точно и оперативно определять дефекты оболочек твэлов на корпусном кипящем реакторе. Выводы: Интегральный метод измерения скорости выхода радионуклидов <sup>133</sup>Хе на напоре эжекторов турбины позволяет идентифицировать дефект и прогнозировать выход <sup>131</sup>Ј в теплоноситель при остановах реактора. Использование полученных результатов направлено на усовершенствование установок с корпусными кипящими реакторами.

Ключевые слова: корпусной кипящий реактор, газообразные продукты деления, системы радиационного контроля.

# Methods of fuel element cladding leakage detection in VK-50 tank-type boiling water reactors

A.S. Kursky <sup>1</sup>, V.V. Kalygin <sup>2</sup>, I.I. Semidotsky <sup>2</sup>

<sup>1</sup> High Tech Research Institute of Inorganic Materials, Moscow, Russian Federation <sup>2</sup> State Scientific Center – Research Institute of Atomic Reactors, Dimitrovgrad, Russian Federation E-mail: kurskiyy.aleksandr@rambler.ru, kalygin@niiar.ru, sii@niiar.ru

## Abstract

Background: Large-scale implementation of innovative power units at the nuclear power plants requires experimental data on radiation safety of prototype reactors. Leak detection methods in boiling water reactors consist in conducting incore fuel assembly tests. The existing techniques and devices are structurally complex, do not provide the required accuracy of measurement and prediction of fuel element cladding defects. Therefore, it is now urgent to validate new methods of fuel element cladding leak detection in reactor operation under core refueling.

Materials and methods: Most of the information was obtained by empirical research. The developed design solutions and technological schemes are based on pilot studies of the VK-50 reactor facility.

Results: The paper presents the results of the VK-50 reactor facility radiation safety study. We have developed unparalleled methods and devices of fuel element leak detection in shut-down reactors as well as new techniques of eliminating the defects of the leak detection technology in use. It was proved that the characteristics of radioactivity phase transfer

make it possible to determine the fuel element clading defects of a tank-type boiling water reactor. **Conclusions:** The integral method of measuring the <sup>133</sup>Xe radionuclide release velocity under turbine ejector head allows us to identify the defect and predict the <sup>131</sup>J release into the coolant of a shut-down reactor. The obtained data can be used to improve the installations with tank-type boiling water reactors.

Key words: Tank-type boiling water reactor, gaseous fission products, radiation monitoring system.

Введение. Контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов является важной составной частью радиационной безопасности реакторной установки. Особое значение эффективность КГО имеет для одноконтурной реакторной установки с прямой выдачей пара из реактора на турбину.

Своевременное определение характера дефектного твэла позволяет принять эксплуатационные меры по снижению выбросов радиоактивных веществ в атмосферу. Прогноз расположения тепловыделяющей сборки (ТВС) с дефектными твэлами позволяет уменьшить количество проверяемых ТВС при КГО остановленного реактора и тем самым сократить сроки простоя реактора при перегрузке его активной зоны.

Разработанные на корпусном кипящем реакторе ВК-50 методы КГО могут быть использованы для совершенствования конструкций оборудования систем радиационного контроля кипящих реакторов различного типа: ВWR, РБМК, ВК.

Особенности фазового переноса радиоактивности продуктов деления топлива в кипящем реакторе. Радиационная безопасность корпусного кипящего реактора обусловлена рядом специфических особенностей распределения и переноса радиоактивных продуктов, связанных с режимом кипения воды. Основными из них являются непрерывная эффективная дегазация теплоносителя и удаление газообразных продуктов деления (ГПД) из реактора.

В табл. 1 приведены данные комплексного измерения содержания продуктов деления в контуре теплоносителя реактора ВК-50 после разгерметизации твэлов. Анализ полученных данных показывает, что радиоактивные газы практически полностью уносятся из реактора с паром, а радионуклиды йода имеют выход изпод оболочек негерметичных твэлов на порядок ниже, чем радионуклиды криптона и ксенона, что соответствует результатам экспериментов на других кипящих реакторах BWR.

Таблица 1. Содержание продуктов деления в теплоносите-
ле реактора ВК-50 при негерметичных оболочках твэлов

Выбросы радионуклидов криптона и ксенона из эжекторов турбины, ТБк/сут										
<sup>85m</sup> Kr	<sup>87</sup> Kr	<sup>88</sup> Kr	<sup>89</sup> Kr <sup>133</sup> Xe <sup>35</sup> Xe		<sup>35</sup> Xe	<sup>37</sup> Xe	<sup>138</sup> Xe			
0,9	1,5	2	2	1,8	4 15		15			
Удельная активность продуктов деления в воде реактора, кБк/кг										
<sup>91</sup> Sr	<sup>92</sup> Sr	<sup>103</sup> Ru	<sup>131</sup> J	<sup>137</sup> Cs	<sup>138</sup> Cs	<sup>40</sup> Ba	<sup>141</sup> Ce			
10	20	0,1	1300	5	70	6	0,5			
Коэффициенты выноса радионуклидов в конденсат пара турбины										
<sup>89</sup> Sr	<sup>131</sup> J	<sup>137</sup> Cs	<sup>40</sup> Ba	<sup>133</sup> Xe	<sup>87</sup> Kr					
0,02	0,002	0,004	0,04	50	100					

В специальных измерениях были получены значения коэффициентов распределения криптона и ксенона между паром и водой: они не зависят от паровой нагрузки и соответствуют равновесным значениям 100±8 и 50±6 соответственно.

Непрерывная дегазация не позволяет накапливаться в контуре теплоносителя радиоактивным газам: ГПД и долгоживущие дочерние продукты распада радионуклидов криптона и ксенона отводятся на установку утилизации (подавления) активности на напоре эжекторов турбины.

Распределение <sup>131</sup>Ј по контуру теплоносителя отличается от фазового переноса радиоактивности газов (Хе, Кг). Относительно низкая удельная активность <sup>131</sup>Ј в теплоносителе корпусного кипящего реактора объясняется зарубежными исследователями сорбцией на поверхностях корпуса реактора [1]. Выполненные на ВК-50 измерения связанных в генетической цепочке радионуклидов Хе и Ј показали, что заметная сорбция радионуклидов йода на внешних поверхностях твэлов и других элементах конструкций в корпусе реактора отсутствует. Йод не только слабо сорбируется на поверхностях оборудования по контуру теплоносителя, но и слабо выносится из конденсатора турбины с неконденсирующимися газами (через эжекторы турбины): не более 0,1 %.

В результате детального изучения было показано, что йод под оболочками сорбируется на внутренней поверхности оболочки твэла, и поэтому выход его в теплоноситель на порядок ниже, чем у криптона и ксенона. Радионуклиды йода после выхода из топливной матрицы осаждаются (сорбируются) на внутренней поверхности оболочек из-за низких тепловых нагрузок на твэлы, где и распадаются в процессе кампании. Относительный выход <sup>131</sup> из макродефектов типа «контакт топлива с теплоносителем» диаметром более 40 мкм не превышает 10 % (*Kj* = 0,1), а при низкой линейной мощности твэла (менее 100 Вт/см в периферийных рядах активной зоны) – 1%.

При остановах реактора и снижении давления создаются условия для выхода радионуклидов йода из-под оболочек негерметичных твэлов в теплоноситель – воду реактора. Из-за пульсаций давления вода попадает под оболочки негерметичных твэлов. При попадании под оболочку вода испаряется, йод растворяется в паре и от пульсаций давления под оболочкой выталкивается в воду реактора. В результате от spike-эффекта [2] активность радионуклидов йода в воде реактора может вырасти на два порядка по сравнению с уровнем на работающем реакторе: в 500–800 раз при 100 %-ном выходе из-под оболочек.

Разработка метода и создание системы контроля герметичности оболочек твэлов на работающем реакторе. На основании результатов выполненных исследований фазового переноса радиоактивных продуктов деления для корпусного кипящего реактора был разработан метод, позволяющий эффективно и точно проводить КГО на работающем реакторе, а также прогнозировать при любой остановке реактора ожидаемый уровень активности <sup>131</sup>I, используя данные об активности радионуклида ГПД в теплоносителе на работающем реакторе.

В качестве реперного нуклида в контуре теплоносителя из ГПД наиболее подходящим выбран <sup>133</sup>Хе: его выход из негерметичного твэла наибольший среди контролируемых ГПД. Вследствие относительно большого периода полураспада (*T*<sub>1/2</sub> = 5 сут.), выход <sup>133</sup>Хе практически не зависит от местоположения дефекта на оболочке (табл. 2), от размера дефекта (если диаметр дефекта больше 20 мкм – рис. 1), а зависит только от предыстории облучения и выгорания топлива до и после разгерметизации, что важно для однозначной интерпретации результатов КГО.

Таблица 2. Результаты измерения относительного состава РПД в газовых выбросах эжектора при развитии дефекта в оболочке твэла реактора ВК-50

Ста- дия разви- тия де- фекта	Радионуклид								
	<sup>133</sup> Xe	<sup>135</sup> Xe	<sup>85m</sup> Kr	<sup>88</sup> Kr	<sup>87</sup> Kr	<sup>135</sup> ⁄⁄Xe	<sup>138</sup> Xe	<sup>89</sup> Kr	
1	1*	1,6	-	-	0,7	-	-	-	
2	1	1,9	_	-	1,1	-	3,3	-	
3	1	2,4	-	-	1,1	-	4,4	-	
4	1	2,5	0,7	1,1	1,1	-	6,9	5,4	
5	1	2,9	0,8	1,1	1,1	6,3	7,6	8,0	
6	1	3,3	0,9	1,3	1,2	6,8	11	13	

за единицу принята активность изотопа <sup>133</sup>Хе

На практике была реализована технологическая схема отбора проб <sup>133</sup>Хе: после эжекторов турбины с возвратом газов после измерения в вакуумную часть турбоустановки.

Поскольку в кипящем реакторе газообразные продукты деления практически полностью удаляются из воды при ее кипении, выносятся с паром из активной зоны и отделяются от него в конденсаторе турбины, то очередной прирост активности <sup>133</sup>Хе после эжектора турбины равен скорости выхода <sup>133</sup>Хе из вновь разгерметизировавшегося твэла.



Рис. 1. Зависимость выхода <sup>133</sup>Хе из-под оболочки негерметичного твэла от диаметра дефекта

© ФГБОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»

Была разработана верифицированная методика расчета скорости выхода <sup>133</sup>Хе из негерметичного твэла [3]. Методика определения и оценки негерметичных твэлов была верифицирована сначала на двух ТВС с искусственными дефектами оболочек твэлов. В дальнейшем хорошая сходимость результатов КГО на работающем и остановленном реакторе была продемонстрирована более чем в 10 кампаниях работы реактора ВК-50.

Экспериментально определена «фоновая» скорость выхода <sup>133</sup>Хе в теплоноситель с поверхности твэлов, загрязненной <sup>235</sup>U при работе реактора: на номинальной мощности ВК-50 (200МВт) – 4,2·10<sup>3</sup> Бк/с, что соответствует минимально детектируемой активности гамма-спектрометра. При отсутствии негерметичных твэлов в спектре ГПД на напоре эжекторов турбины отсутствует пик с энергией 80 кэВ, соответствующий <sup>133</sup>Хе. С появлением в реакторе даже одного негерметичного твэла с микродефектом оболочки (диаметром 4–8 мкм) в спектре ГПД регистрируется соответствующий пик с энергией 80 кэВ.

Расчет выхода <sup>133</sup>Хе из одного твэла производится по формуле, которая учитывает эксплуатационные параметры твэла в ТВС от начала облучения до момента разгерметизации:

$$R = KB \frac{S}{V} \sqrt{D\lambda}, \qquad (1)$$

где R – скорость выхода <sup>133</sup>Хе из негерметичного твэла при работе реактора, Бк/с; K – выход <sup>133</sup>Хе из негерметичного твэла при работе реактора, отн.ед.; S – площадь открытой поверхности топлива в твэле; V – объем топлива в твэле; D – коэффициент диффузии РПД в зерне топлива,  $M^2/c$ ;  $\lambda$  – постоянная радиоактивного распада <sup>133</sup>Хе,  $c^{-1}$ ; B – скорость образования <sup>133</sup>Хе в топливе твэла,  $c^{-1}$ :

$$B = 3,11 w Y \cdot 10^{10}, \tag{2}$$

где *w* – мощность твэла, Вт; Y – кумулятивный выход <sup>133</sup>Хе на деление ядра <sup>235</sup>U, о. е.

Зависимость скорости выхода <sup>133</sup>Хе от мощности твэла и выгорания топлива приведена на рис. 2.



Рис. 2. Зависимость скорости выхода <sup>133</sup>Хе от линейной мощности негерметичного твэла

Количество негерметичных твэлов в активной зоне оценивается суммированием по всем зарегистрированным разгерметизациям:

$$N = \sum_{i=1}^{m} Ni, \qquad (3)$$

где *N* – количество негерметичных твэлов в TBC; *i* – номер разгерметизации; *m* – число случаев разгерметизации, зарегистрированных по приростам уровня активности <sup>133</sup>Хе на напоре эжектора; *Ni* – количество разгерметизировавшихся твэлов при очередном (*i*-м) приросте уровня активности <sup>133</sup>Хе:

$$Ni = \frac{\Delta Ri}{Ri},\tag{4}$$

где ∆*Ri* – прирост активности <sup>133</sup>Хе в ПГС после эжектора, Бк/с; *Ri* – расчетная скорость выхода <sup>133</sup>Хе из одного твэла, Бк/с.

Достоинством разработанной методики является расчетное прогнозирование активности <sup>131</sup>I в реакторе в зависимости от режимов его останова. При останове с резкими колебаниями давления максимальная удельная активность <sup>131</sup>I в воде реактора определяется как

$$a = \frac{A}{M} = \frac{1 - Kj}{K} \frac{Y}{YjM\sqrt{\lambda\lambda j}},$$
(5)

где *А* – активность <sup>131</sup>I, адсорбированного под оболочкой негерметичного твэла во время работы реактора, Бк; *Кj* = 0,1 – максимальный выход <sup>131</sup>I из-под оболочки твэла при работе реактора, о. е.; *K* = 1 – выход <sup>133</sup>Хе при работе реактора, о. е.; *Yj* – кумулятивный выход <sup>131</sup>I на деление ядра <sup>235</sup>U, о. е.; *Y* – кумулятивный выход <sup>133</sup>Хе на деление ядра <sup>235</sup>U, о. е.; *M* – масса теплоносителя в реакторе, кг;  $\lambda j$  – постоянная радиоактивного распада <sup>131</sup>I, с<sup>-1</sup>;  $\lambda$  – постоянная радиоактивного распада <sup>133</sup>Хе, с<sup>-1</sup>.

Зная ожидаемую максимальную величину активности <sup>131</sup>I, принимается решение о повышении в воде реактора pH до 8–9 для снижения концентрации летучих форм йода и уменьшения выброса йода в вентсистему при останове реактора. Таким образом, КГО твэлов на работающем реакторе по активности <sup>133</sup>Хе более информативен, чем КГО только по активности йода.

Без технически сложной системы индивидуального отбора теплоносителя от каждой ТВС разработан метод «интегрального» КГО, который позволяет:

 – регистрировать сами случаи разгерметизации оболочек твэлов по быстрому увеличению активности всех ГПД в контуре теплоносителя (на выхлопе эжекторов);

 – фиксировать увеличение размеров ранее обнаруженного дефекта по увеличению активности короткоживущих радиоактивных продуктов деления (РПД) при сохранении уровня активности наиболее долгоживущих изотопов Xe, Kr;

 производить оценку количества негерметичных твэлов как в ТВС, так и во всей активной зоне по результатам сравнения активности <sup>133</sup>Хе как минимум на двух уровнях мощности;

 определять область расположения ТВС с дефектами оболочек твэлов путем сравнения активности РПД при локальных изменениях мощности в разных частях активной зоны (при перемещении органов СУЗ).

Окончательное определение TBC с негерметичными твэлами производится после остановки реактора на перегрузку.

Внедрение устройства контроля герметичности оболочек твэлов на остановленном реакторе. С учетом особенностей конструкции ТВС активной зоны с кипением теплоносителя были разработаны способ и устройство определения негерметичных твэлов в ТВС с наружным чехлом [4].

В данном способе КГО чехол ТВС, предназначенный при работе реактора для создания индивидуального канала движения паровой смеси, используется в качестве пенала для извлечения радиоактивных газов Хе и Кг и радионуклидов I и Сs из-под оболочек негерметичных твэлов в межтвэльное пространство, заполненное холодным дистиллятом. Конструкция устройства КГО ТВС приведена на рис. 3.

На ТВС без ее извлечения из активной зоны реактора устанавливается устройство, которое плотно соединяется с верхней головкой. Из бака подается чистый дистиллят во внутреннее пространство ТВС для полного вытеснения реакторной воды. Использование чистого дистиллята исключает влияние активности ГПД, находящихся в реакторной воде, на определение наличия дефекта в оболочке твэла. Чистый дистиллят имеет температуру на 20–30 °С выше, чем температура воды в реакторе, что позволяет исключить смешение сред во внутреннем пространстве ТВС и нагреть твэлы. За счет теплового расширения на оболочке твэла происходит раскрытие микродефекта и повышение давления внутри твэла. Дальнейший подъем температуры твэла за счет остаточного тепловыделения без циркуляции теплоносителя и повышение давления внутри твэла позволяют вытеснить газы Хе и Кг и растворенные в воде под оболочкой твэла радионуклиды I и Cs через дефект во внутреннюю полость TBC.



Рис. 3. Устройство внутриреакторного КГО твэлов: 1 – уплотнительное приспособление; 2 – штанга; 3 – насос; 4 – проточный дегазатор; 5, 6 – система подачи чистого дистиллята; 7 – система отвода воды из дегазатора; 8 – система подачи воздуха; 9, 10 – система контроля радионуклидов в воздухе и воде

После выдержки дистиллята в ТВС в течение 5 минут производится его дегазация в проточном дегазаторе подачей воздуха. Одновременно с дегазацией осуществляется:

 подача воды из центральной трубы дегазатора через верхний фланец штанги в устройство для отбора проб, в которых измеряют активность радионуклидов I и Сs лабораторным полупроводниковым детектором;

 поступление проточного воздуха в измерительное устройство для непрерывного измерения активности радионуклидов Хе и Кг проточным бета-радиометром.

Способ позволяет оперативно идентифицировать газовую негерметичность с микродефектами непосредственно после регистрации сигнала о наличии активности ГПД. В момент поступления воды с места дефекта оболочки твэла концентрация ГПД увеличивается, а сам сигнал имеет пиковый характер (рис. 4). Пик соответствует моменту доставки той порции воды в дегазатор, которая находилась вблизи негерметичности оболочки твэла.

Полученный сигнал несет оперативную информацию о наличии дефекта. Поэтому для формирования предварительных данных о негерметичности не требуется проведения КГО всех ТВС активной зоны реактора, получения фоновых показателей и пороговых значений, как это характерно для устройства КГО в рабочей штанге перегрузочной машины реакторов типа ВВЭР [5]. Сокращение времени перегрузки реактора достигается за счет исключения повторной подтверждающей проверки негерметичных ТВС на стенде КГО в бассейне выдержки.

![](_page_4_Figure_10.jpeg)

Рис. 4. Изменение скорости счета бета-радиометра при проверке ТВС: (•) – ТВС с газонеплотным твэлом; (□) – ТВС с герметичными твэлами; 1 – время дегазации воды из дегазатора; 2 – из ТВС; 3 – из реактора

Данным способом по выходу легкорастворимых радионуклидов I и Cs принимаются окончательные решения о дальнейшей эксплуатации облученных ТВС без проверки всех (или выборки) ТВС активной зоны и вторичной проверки на стенде КГО в бассейне выдержки.

По сравнению с ранее применявшимся методом проведения КГО, в пенале более чем в 3 раза сократилось время проведения КГО за счет исключения транспортных операций ТВС из реактора в стенд КГО, находящийся в бассейне выдержки ОТВС: с 150 до 40 мин. Благодаря этому суммарное облучение ремонтного персонала, участвующего в перегрузке активной зоны реактора, уменьшилось на ~100 м<sup>3</sup>в, а время простоя на плановый ремонт сократилось на 200–300 часов, в зависимости от количества проверяемых ТВС.

## Заключение

Выполненные исследования фазового переноса радиоактивности позволили разработать новые методы и устранить недостатки существующей технологии определения негерметичности оболочек твэлов.

По результатам экспериментальных исследований фазового переноса радиоактивности реакторной установки ВК-50 с корпусным кипящим реактором определен реперный нуклид для проведения контроля герметичности оболочек твэлов на работающем реакторе.

© ФГБОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»

Разработанный и реализованный на реакторной установке ВК-50 метод «интегрального» КГО позволяет по активности <sup>133</sup>Хе на напоре эжекторов турбины фиксировать появление дефектов оболочек твэлов и прогнозировать выход <sup>131</sup>I в теплоноситель реактора при его остановах.

Способ и устройство проведения КГО чехловых ТВС позволяют точно идентифицировать дефекты оболочек твэлов без исследования всех ТВС активной зоны при ее перегрузке.

### Список литературы

1.**Akio S., Shigeru S., Toshihiro F.** Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants // Toshiba review. – 2005. – Vol. 60, no. 2. – P. 14–21.

2.Коняшов В.В., Краснов А.М. Опыт эксплуатации РУ ВК-50 с негерметичными твэлами // Сб. тр. ГНЦ РФ НИИАР. Вып. 3. – Димитровград, 2000. – С. 47–60.

З. Краснов А.М., Коняшов В.В., Гордецкий К.А. Методика расчета выхода радиоактивных продуктов деления из негерметичных твэлов водоохлаждаемого реактора // Сб. тр. ГНЦ РФ НИИАР. Вып. 3. – Димитровград, 2000. – С. 61–81.

4.Пат. 2297680 Российская Федерация МПК7 G 21 С 17/07. Способ контроля герметичности оболочек твэлов и устройство для его осуществления / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, А.М. Краснов, А.В. Ещеркин. Опубл. 20.04.2007, Бюл. № 11.

Курский Александр Семенович, ОАО «ВНИИНМ» (г. Москва), кандидат технических наук, главный инженер, e-mail: kurskiyy.aleksandr@rambler.ru

Калыгин Владимир Валентинович, ОАО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград), доктор технических наук, профессор, заместитель директора по научной работе и инновациям, e-mail: kalygin@niiar.ru

Семидоцкий Иван Иванович, ОАО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград), кандидат технических наук, начальник лаборатории физики и безопасности корпусного кипящего реактора ВК-50, e-mail: sii@niiar.ru

5.**Пат. 2094861** Российская Федерация МПК6 G21C17/06. Способ обнаружения негерметичных твэлов / И.А. Белов, А.С. Иванов. Опубл. 27.10.1997, Бюл. №16.

#### References

1. Akio, S., Shigeru, S., Toshihiro, F. Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants. Toshiba review, 2005, vol. 60, no. 2, pp. 14–21.

2. Konyashov, V.V., Krasnov, A.M. Opyt ekspluatatsii RU VK-50 s negermetichnymi tvelami [Operating experience of leaking fuel rods in the VK-50 reactor facility]. *Sbornik trudov GNTs RF NIIAR* [Collected works of the Russian State Scientific Center «Atomic Reactor Research Institute»]. Dimitrovgrad, 2000, issue 3, pp. 47–60.

3. Krasnov, A.M., Konyashov, V.V., Gordetskiy, K.A. Metodika rascheta vykhoda radioaktivnykh produktov deleniya iz negermetichnykh tvelov vodookhlazhdaemogo reaktora [Method of calculating the radioactive fission products release from leaking fuel rods in water cooled reactors]. *Sbornik trudov GNTs RF NIIAR* [Collected works of the Russian State Scientific Center «Atomic Reactor Research Institute»]. Dimitrovgrad, 2000, issue 3, pp. 61–81.

4. Kurskiy, A.S., Eshcherkin, V.M., Krasnov, A.M., Eshcherkin, A.V. Sposob kontrolya germetichnosti obolochek tvelov i ustroystvo dlya ego osushchestvleniya [Method of fuel element cladding leakage detection and device for its implementation]. Patent RF, no. 2297680, 2007.

5. Belov, I.A., Ivanov, A.S. Sposob obnaruzheniya negermetichnykh tvelov [Method of detecting leaking fuel rods]. Patent RF, no. 2094861, 1997.