

О ПРОБЛЕМЕ СНИЖЕНИЯ ДОЗОВЫХ ЗАТРАТ ПЕРСОНАЛА АЭС

О.Л. Ташлыков*, С.Е. Щеклеин*, В.И. Булатов, А.Г. Шастин*****

**ФГАОУ ВПО «Уральский федеральный университет имени Первого Президента России Б.Н.Ельцина», г. Екатеринбург*

***Белоярская АЭС, г.Заречный*

****ОАО «Атомэнергоремонт», г. Москва*



Приведены данные по изменению дозовых затрат персонала на различных этапах жизненного цикла АЭС. Рассмотрены эволюция мероприятий по снижению облучаемости и их эффективность. Показана роль дистанционных и автоматизированных устройств в снижении облучаемости персонала при ремонте и контроле. Приведены основные направления исследований по решению задач оптимизации дозовых затрат персонала при выводе АЭС из эксплуатации.

Ключевые слова: автоматизация, дозовые затраты, жизненный цикл АЭС, контроль, оптимизация, снижение облучаемости.

Key words: automation, exposure, NPP life cycle, monitoring, optimization, lowering of exposure.

На энергоблоках первой очереди Белоярской АЭС, состоящей из двух энергоблоков с водографитовыми реакторами канального типа с ядерным перегревом пара АМБ-100 и АМБ-200, наблюдалась типичная для всех атомных станций мира первого поколения тенденция изменения дозовых затрат (рис.1) [1]. Характерной особенностью этих реакторов является разветвленная система трубопроводов. Трубопроводы испарительных контуров выполнены из коррозионно-стойкой стали 0Х18Н10Т, главные паропроводы – из стали 12Х1МФ, питательные трубопроводы – из стали 20. В тепловой схеме каждого блока содержится по два сепаратора, предназначенных для разделения пароводяной смеси, поступающей с испарительных каналов, на пар и воду. Как показывает анализ структуры дозовых затрат, основной вклад в коллективную дозу вносит ремонтное обслуживание радиационно-загрязненного оборудования.

Дозозатраты на первой очереди Белоярской АЭС росли быстро и достигли максимальных значений в 1976–1978 гг., которые характеризовались двумя серьезными происшествиями. Характерными причинами высоких додозатрат на энергоблоках первой очереди было несовершенство проектных и конструкторских решений, связанных с эксплуатацией и ремонтом радиационно-загрязненного оборудования (отсутствие приспособлений и специального инструмента, проектных решений по дезактивации контуров и оборудования, организации и проведения ремонтов оборудования в стесненных условиях и т.д.). В дальнейшем дозы снизились за счет комплексной дезактивации оборудования, но оставались высокими [2].

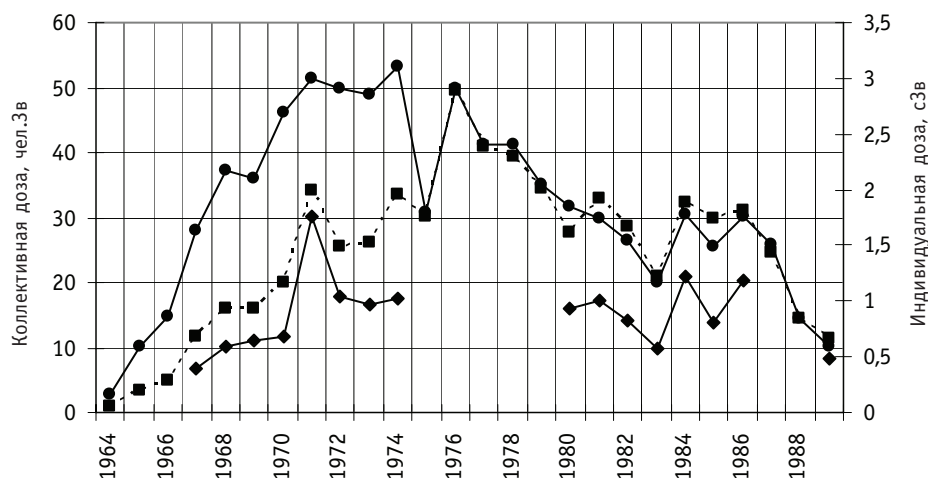


Рис. 1. Дозовые затраты персонала первой очереди Белоярской АЭС: ■ – коллективная доза; ◆ – дозозатраты на ремонт; ● – средняя индивидуальная доза

Уже в конце 1960-х гг. начали появляться дефекты в металле трубопроводов и сосудов, которые приводили к остановам блоков. Следствием этого было решение о необходимости тщательного контроля за состоянием металла в течение всего срока эксплуатации энергоблоков. С этой целью в 1971 г. на БАЭС была организована лаборатория металлов. Первые обследования металла в 1972 г. выявили значительное количество дефектов, развитие которых могло бы привести к серьезным последствиям. При этом стало ясно, что без специальных средств, в том числе дистанционных и автоматических, в условиях атомной станции (высокий радиационный фон, стесненность рабочего пространства) выполнить контроль металла в объеме, требуемом действующими документами, невозможно.

На Белоярской АЭС, одной из первых в отрасли, с 1970-х гг. начало активно развиваться одно из перспективных направлений снижения облучаемости персонала – автоматизация и механизация работ по контролю металла и ремонту радиоактивных систем и оборудования. Работниками АЭС были выполнены уникальные по тем временам работы по контролю металла барабанов-сепараторов блока № 2 без демонтажа сепарирующих устройств, демонтаж дефектных и установка новых стояков на верхней плите реакторов, заварка свищей в стенке бака биологической защиты в межреакторном пространстве. В устранении обнаруженных дефектов возникли исключительные трудности, так как конструкция не предусматривает доступа к поврежденному месту для выполнения ремонта. Для выполнения этих работ потребовалось создать большое количество специальной оснастки, автоматов, манипуляторов [3].

Телевизионная установка с малогабаритной телекамерой на специальном самоходном магнитном модуле, при помощи которой производился дистанционный осмотр состояния внутренней поверхности корпуса барабана, закрытой от прямого доступа сепарирующими устройствами, получила название «Такса». Первая «Такса» экспонировалась на ВДНХ СССР, на ряде международных выставок. В настоящее время «Такса» находится в лаборатории кафедры «Атомная энергетика» УрФУ.

Вследствие необходимости выполнения большого объема ремонтных работ, связанных с высоким уровнем радиоактивного излучения, потребовалось совершенствование организации ремонтов, а также применение специальной оснаст-

ки и защитных приспособлений. Конструкторы Белоярской АЭС разработали большое число приспособлений и оснастки для ремонта арматуры, трубопроводов, графитовой кладки, металлоконструкций реактора и каналов СУЗ, а также для извлечения из кладки заклинивших каналов. Это позволило продлить сроки эксплуатации блоков первой очереди БАЭС и снизить дозовые нагрузки при ремонте и обслуживании.

В 1981 г. на БАЭС был создан экспериментальный цех систем контроля (ЭЦСК), предназначенный для разработки средств и методов ремонта оборудования и контроля металла в опасных для человека условиях не только для Белоярской, но и для других АЭС ВПО «Союзатомэнерго».

Разработка самодвижущихся магнитных модулей [4] позволила создать сравнительно простые и широкоуниверсальные автоматизированные устройства для ультразвукового контроля сварных соединений трубопроводов, для сварки и резки металлов. В 1984 г. был создан опытный образец установки для контроля корпуса реактора Кольской АЭС, получивший название «Аркус». Дальнейшее развитие этого направления привело к созданию установок АСК-172 для дистанционного автоматизированного контроля корпуса реактора ВВЭР-1000. Автоматизированные дистанционно управляемые модули на магнитных колесах с электроприводом могут перемещаться по поверхности объекта контроля в любом пространственном положении без поддерживающих и направляющих приспособлений.

В настоящее время энергоблоки № 1, 2 Белоярской АЭС находятся в стадии вывода из эксплуатации. Вывод АЭС из эксплуатации – процесс многолетний, включающий в себя прохождение энергоблоком ряда этапов демонтажа.

Наряду с использованием дистанционно-управляемых комплексов значительный потенциал в снижении дозозатрат при демонтаже оборудования имеет маршрутная оптимизация. В Уральском федеральном университете (УрФУ) кафедрами «Прикладная математика» и «Атомная энергетика» в сотрудничестве с Институтом математики и механики УрО РАН разработан ряд расчетных программ, позволяющих минимизировать дозовые затраты персонала путем оптимизации последовательности демонтажа радиоактивного оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации [5]. Данная задача имеет важное социальное значение с точки зрения снижения коллективной дозы облучения, так как в ближайшие годы будут выводиться из эксплуатации блоки АЭС, пущенные в 1970–80-е гг.

Особенностью, осложняющей решение задачи, является зависимость уровня радиационного фона в помещении при выполнении очередной работы от «невыведенных» (недемонтированных) объектов. Например, при демонтаже N объектов в последовательности $\alpha(1), \alpha(2), \dots, \alpha(N)$ эффективная доза облучения

$$E = k \cdot t_{\alpha(1)} (P_{\alpha(1)} + P_{\alpha(2)} + \dots + P_{\alpha(N)}) + k \cdot t_{\alpha(2)} (P_{\alpha(2)} + P_{\alpha(3)} + \dots + P_{\alpha(N)}) + \dots + k \cdot t_{\alpha(N)} P_{\alpha(N)},$$

где $P_{\alpha(i)}$ – радиационный параметр, создаваемый i -м элементом; k – коэффициент перехода от радиационного параметра к эффективной дозе; $t_{\alpha(i)}$ – время демонтажа i -го элемента (в данной задаче $t_{\alpha(i)}$ не зависит от номера последующего демонтируемого объекта). Следовательно, при демонтаже i -го элемента исключается дальнейшее его влияние на облучение в виде радиационного параметра $P_{\alpha(i)}$.

Для энергоблока с реактором БН-600 достигнуты низкие уровни доз облучения, не уступающие показателям стран с развитой атомной энергетикой (рис. 2). При этом на ремонт приходится 50–75% коллективной дозы. Исключение составляет 1998 г., когда в течение 182 сут проводились масштабные работы по ремонту центральной поворотной колонны.

Особенностью реактора БН-600 является интегральная компоновка, т.е. все основное оборудование первого контура сконцентрировано в одном баке – кор-

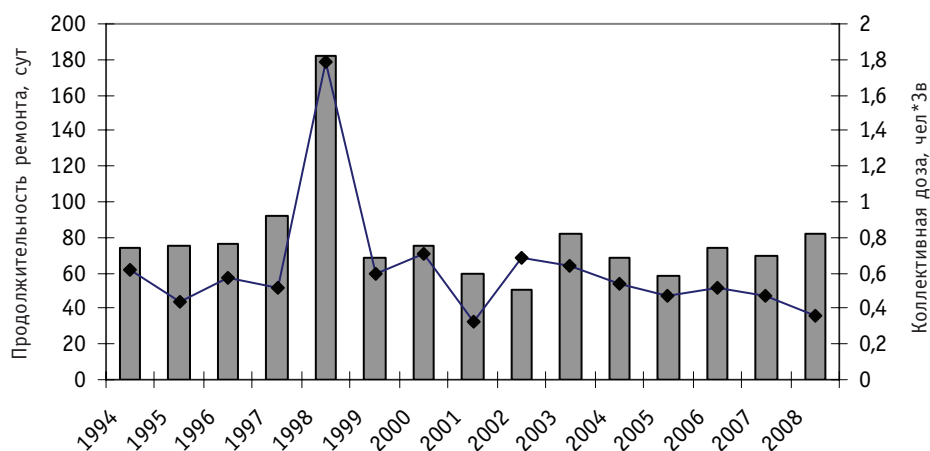


Рис. 2. Коллективные дозы и продолжительность ремонтов блока №3 Белоярской АЭС (БН-600):
 ■ – продолжительность; ◆ – коллективная доза

пусе реактора. Исключение составляет система очистки натрия первого контура, оборудование которой находится вне корпуса реактора.

Работы по извлечению главных циркуляционных насосов первого контура и промежуточных теплообменников проводятся с использованием специальных защитных контейнеров, разборка и ремонт насосов – после тщательной отмывки и дезактивации.

Радиоактивность теплоносителя первого контура при работе реактора определяется радионуклидом ^{24}Na ($T_{1/2} = 15,005$ ч). После останова реактора и распада ^{24}Na радиоактивность натрия определяется ^{22}Na ($T_{1/2} = 2,602$ лет) и ^{137}Cs ($T_{1/2} = 30,174$ лет), меньший вклад вносят ^{134}Cs ($T_{1/2} = 2,062$ лет) и ^{54}Mn ($T_{1/2} = 312,3$ дня). Активность долгоживущих нуклидов цезия зависит от продолжительности работы реактора с поврежденными твэлами, их количества, проведения очистки натрия от цезия. С середины 1981 г. накопление ^{137}Cs шло медленно, т.к. имела место только газовая неплотность твэлов. С первой разгерметизации твэлов до контакта теплоносителя с топливом (октябрь 1982 г.) шло интенсивное накопление ^{137}Cs [2]. Очистка натрия от цезия с помощью устройства МАВР (в 1984 и 1986 гг.) и ввод в эксплуатацию системы обнаружения дефектных сборок в реакторе снизили интенсивность накопления ^{137}Cs . После модернизаций активной зоны, начиная с 1987 г., резко сократилось количество разгерметизаций твэлов как «по газу», так и «по топливу». В этот период содержание ^{137}Cs в натрии снизилось. Как показали результаты измерений систем КГО при отмывках 2001–2009 гг. ситуация с разгерметизацией значительно улучшилась. За этот период отмечены единичные случаи разгерметизации штатных твэлов в активной зоне [6].

Поверхностная загрязненность оборудования первого контура является важной характеристикой при проведении ремонтных работ. Радиоактивность отложений на поверхностях трубопроводов и оборудования первого контура, оmyваемых натрием, определяется изотопом ^{54}Mn . Активность других радионуклидов коррозионного происхождения (^{58}Co , ^{60}Co), а также продуктов деления (^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{95}Nb , ^{140}La) на таких поверхностях в 10 и более раз меньше. На поверхностях, находящихся в газовой полости, преобладают отложения ^{137}Cs (рис. 3).

В условиях радиоактивного первого контура накопление продуктов коррозии в натриевых контурах реакторов на быстрых нейтронах существенно усложняет радиационную обстановку при проведении инспекций и ремонтов оборудования.

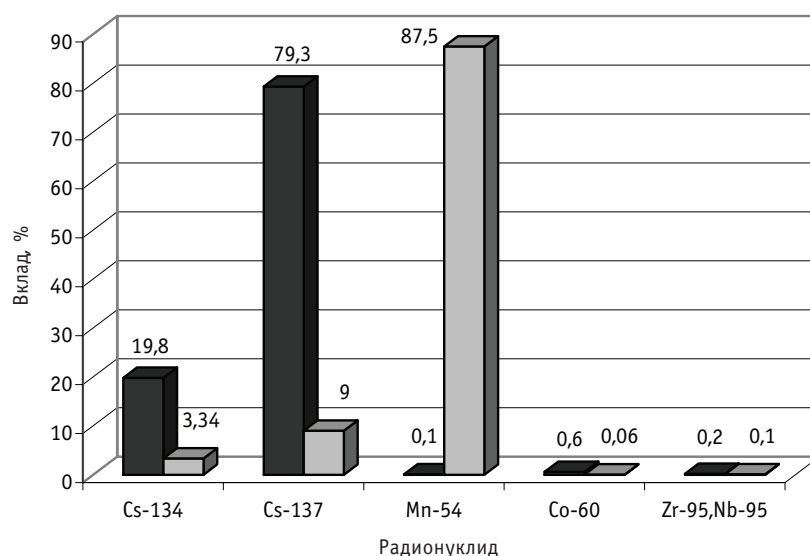


Рис. 3. Вклад отдельных радионуклидов в поверхностную активность отложений на выемной части ГЧН-I: ■ – поверхности, контактирующие с газом; □ – поверхности, контактирующие с натрием

Для снижения скорости коррозии материалов ограничивается массовая концентрация кислорода в натрии. Это обеспечивается методом «холодной» очистки натрия, основанным на уменьшении растворимости кислорода при снижении температуры натрия. Прокачка части теплоносителя через охлаждаемые ловушки позволяет отфильтровывать окислы, выпадающие в осадок.

При работе реактора с негерметичными твэлами важной задачей является очистка натрия от цезия (^{134}Cs , ^{137}Cs), определяющего радиационную обстановку в первом контуре. Для очистки используют специальные ловушки с графитом, являющимся наиболее эффективным материалом для улавливания цезия в натриевых контурах. Оптимальная температура работы этих ловушек 250–350°C. Локализация цезия в ловушке приводит к десорбции его и снижению поверхностного загрязнения контура циркуляции.

Первые испытания устройства для очистки натриевого теплоносителя от ^{134}Cs , ^{137}Cs с использованием графита были проведены в 1975 г. на реакторе БОР-60, а затем в 1978–1981 гг. – на реакторах EBR-2, Рапсодия, БР-10, БОР-60 и БН-350, а в 1984, 1986 гг. – на реакторе БН-600. Необходимость очистки натрия на реакторах БОР-60 и БН-350 возникла в связи с накоплением цезия в контуре. На реакторе БОР-60 через три года работы с поврежденными твэлами, число которых составляло за кампанию 6–40 шт., удельная активность ^{134}Cs , ^{137}Cs в теплоносителе достигла 0,74 Гбк/кг, суммарная активность в контуре – 18 Тбк. Мощность дозы достигала 3,9 мкГр/с, в некоторых местах 10 мкГр/с и на 80% определялась γ -излучением изотопов ^{134}Cs , ^{137}Cs [7].

Для реактора БН-350 была разработана ловушка цезия МАВР (малогабаритный адсорбер для выведения радионуклидов), представляющая собой шестигранный корпус с хвостовиком и головкой, идентичными деталям ТВС. Очистка теплоносителя осуществлялась на остановленном реакторе. Теплоноситель поступал через отверстия в хвостовике во входную камеру, распределялся на четыре потока, проходил через капсулы с графитом и соединялся в общий поток перед фильтром. Проведенные две очистки теплоносителя, позволили снизить мощности дозы γ -излучения в боксах петель в 1,5–2,1 раза.

Аналогичный адсорбер разового действия МАВР использовался для очистки теплоносителя реактора БН-600. Технические параметры в первом контуре в период остановки реактора при использовании одного адсорбера обеспечивают за время 110–150 ч снижение активности в контуре БН-600 в 2,6 раза [2].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Опыт эксплуатации отечественных АЭС с реакторами различных типов убедительно доказывает, что кардинальный путь повышения радиационной чистоты лежит через создание новых проектов атомных станций, использование новых материалов и схемных решений.

В то же время использование ядерного топлива неизбежно приводит к возникновению радиационного фактора как значимого и определяющего общую конкурентоспособность атомной энергетики.

Для действующих АЭС основной потенциал в снижении облучаемости персонала АЭС имеет использование дистанционного и автоматического инструмента.

При выводе энергоблоков АЭС из эксплуатации значимый потенциал в минимизации облучения персонала имеет оптимизация последовательности демонтажа радиационно-загрязненного оборудования.

Для энергоблока с реактором БН-600 достигнуты низкие уровни доз облучения, не уступающие показателям стран с развитой атомной энергетикой.

Литература

1. *Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Маркелов Н.И.* Оптимизация ремонтных работ с учетом дозовых затрат персонала/Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: сборник докладов V Международной научно-технической конференции (Москва, 19-21 апреля 2006 г.). – М., 2006. – С. 251-254.
2. *Колтик И.И.* Атомные электростанции и радиационная безопасность. – Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2001. – 368 с.
3. *Шастин А.Г.* Опыт использования различных методов неразрушающего контроля при обследовании металла энергооборудования Белоярской АЭС//Атомные электрические станции. – 1979. – Вып. 2. – С. 138-144.
4. *Шастин А.Г., Казанцев Г.В.* Самоходная тележка: свидетельство на изобретение №540716 от 3.09.1976.
5. *Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Щеклеин С.Е., Ченцов А.Г.* Разработка оптимальных алгоритмов вывода АЭС из эксплуатации с использованием методов математического моделирования//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №2. – С. 115-120.
6. *Ошканов Н.Н.* Основные результаты эксплуатации материалов в первых натриевых контурах установок БН-600 и БОР-60/*Н.Н. Ошканов, М.В. Баканов, В.В. Мальцев, В.А. Шаманский, В.В. Чуев и др.*/Развитие атомной энергетики на основе замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах. Инновационные технологии и материалы: Доклады III Международной конференции (Москва, 11-12 ноября 2009 г.).
7. *Кизин В.Д.* Поведение изотопов цезия при очистке натриевого теплоносителя холодными и специальными ловушками/*В.Д. Кизин, Н.В. Красноярецев, В.И. Поляков, А.М. Соболев*//Радиационная безопасность и защита АЭС. – 1987. – Вып. 12. – С. 35-46.

Поступила в редакцию 14.10.2010

the design lifetime. The results of the completed work have shown that the serviceability of the replaceable equipment is ensured for 45 years of operation.

УДК 621.039.56

Problem of the Lowering of the Nuclear Power Plant Personnel Exposure \O.L. Tashlykov, S.E. Shcheklein, V.I. Bulatov, A.G. Shastin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 7 titles.

The data on the change in the personnel exposure at different stages of the nuclear power plant life cycle are presented. The evolution of the measures on reduction in the exposure and their efficiency are considered. The role of the remote and automated devices in the reduction of the personnel exposure during maintenance and inspection is shown. The main fields of the studies on solving the tasks of the personnel exposure optimization during the NPP decommissioning are presented.

УДК 621.039.58

Beloyarsk NPP BN-600 Reactor Unit 3 Lifetime Extension \A.M. Zavalishen, S.L. Kim, V.V. Maltsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 12 pages, 9 illustrations. – References, 19 titles.

The analysis of the condition of the BN-600 power unit equipment is reviewed, the possibility, the safety and the appropriateness of the power unit lifetime extension is assessed as well as the measures taken to improve the power unit safety and replace its equipment and extend its lifetime are presented.

УДК 621.039.56

Utilization of the Reactivity Monitoring Counting Channel for In-Service Monitoring of Beloyarsk NPP Unit 3 BN-600 Reactor Core Characteristics \V.A. Zhyoltyshev, V.A. Lititsky, I.P. Matveenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 6 tables, 3 illustrations. – References, 9 titles.

The utilization of the reactivity monitoring counting channel manufactured by the Federal state unitary enterprise “State scientific centre “IPPE” has allowed the additional reactivity monitoring methods which make it possible to improve both the safety and effectiveness of the reactor operation to be developed. The experience accumulated during the development can serve as the basis during the work of the same type for the BN800 reactor and other perspective fast reactors.

УДК 621.039.54

Location of the Failed Fuel Sub-Assemblies in the BN-600 Reactor Core using a Sector Failed Fuel Detection System \A.S. Zhilkin, S.A. Gurev, S.L. Osipov, A.V. Salyaev, V.A. Shamansky, A.G. Tsikunov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 6 illustrations.

The results of the development of the algorithm and M36 code which is used to define a direction to the failed fuel sub-assembly in the core, a sector and a group of the slots in the sector where the failed fuel sub-assembly is located are presented. The results of the calculation using the M36 code are compared with the test data and the generally good agreement for the reactor core slots is shown.

УДК 621.039.54

Automated Complex for Nondestructive Examination of the Irradiated BN-600 Reactor Components \M.V. Kuprienko, S.S. Sagalov, A.N. Kostyuchenko, E.V. Kubasov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 9 illustrations. – References, 5 titles.

The state-of-the-art methodological equipment for the post-irradiation examination of the condition of the sub-assemblies and absorbing and fuel pins of the BN-600 reactor has been developed. Equipping the Beloyarsk NPP shielded cell with the process and research equipment of the second modification allows the efficient diagnosis of the condition of the BN-600 reactor core components to be presently conducted.