

УДК 621.311.25:621.039.5

**ОПЫТ ФИЗИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ СИСТЕМЫ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО
КОНТРОЛЯ ПРИ ВВОДЕ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ЭНЕРГОБЛОКА №1
БЕЛОРУССКОЙ АЭС**

КАЛИНУШКИН А.Е., КОВЕЛЬ А.И. МИЛЬТО Н.В., МУСИХИН А.М., СЕМЧЕНКОВ Ю.М.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»
(Москва, Российская Федерация)*

САУНИН Ю.В., ДОБРОТВОРСКИЙ А.Н., КОРОЛЁВ А.С.

*АО «Атомтехэнерго», Нововоронежский филиал «Нововоронежатомтехэнерго»
(Нововоронеж, Российская Федерация)*

Аннотация. Доклад представляет основные сведения и особенности системы внутриреакторного контроля (СВРК) Белорусской АЭС, которая является одной из основных подсистем АСУ ТП и относится к системам нормальной эксплуатации важным для безопасности. Исходя из такой классификации СВРК, выполнение комплекса работ, называемых физическими испытаниями СВРК при вводе энергоблока АЭС в эксплуатацию, является одним из необходимых условий приёмки, как системы, так и энергоблока в целом в эксплуатацию. Результаты физических испытаний СВРК на разных этапах ввода в эксплуатацию подтвердили проектные характеристики системы с учётом ряда выявленных особенностей, которые не оказывают существенно влияние на представительность и надёжность выходной информации СВРК. Эти результаты показали хорошее соответствие с аналогичными результатами, которые были получены на ранее введенных в эксплуатацию и эксплуатируемых энергоблоках с ВВЭР-1200 (проект АЭС-2006).

Ключевые слова: система внутриреакторного контроля, физические испытания, ввод в эксплуатацию, работоспособность каналов контроля, достоверность показаний каналов контроля

**EXPERIENCE OF PHYSICAL TESTS OF THE IN-CORE MONITORING SYSTEM
DURING COMMISSIONING OF POWER UNIT NO. 1 OF THE BELARUSIAN NPP**
KALINUSHKIN A.E., KOVEL A.I., MILTO N.V., MUSIKHIN A.M., SEMCHENKOV Y.M.

*National Research Center «Kurchatov Institute»
(Moscow, Russian Federation)*

Y.V. SAUNIN, A.N. Dobrotvorskii, A.S. KOROLIOV

*JSC «Atomtechenergo», Novovoronezh filial «Novovoronezhatomtechenergo»
(Novovoronezh, Russian Federation)*

Abstract. The report presents the main information and features of the in-core monitoring system (ICMS) of the Belarusian NPP, which is one of the main subsystems of I&C system and belongs to the systems of normal operation important for safety. Based on this classification of the ICMS, the implementation of a set of works called physical tests of the ICMS when the NPP power unit is put into operation is one of the necessary conditions for the acceptance of both the system and the power unit as a whole into operation. The results of physical tests of the ICMS at different stages of commissioning confirmed the design characteristics of the system, taking into account some of identified features that do not significantly affect to the representativeness and reliability of the output information of the ICMS. These results showed good agreement with similar results that were obtained at previously commissioned and operated power units with VVER-1200 (AES-2006 design).

Keywords: in-core monitoring system, physical tests, commissioning, operability of monitoring channels, reliability of readings of monitoring channels.

Введение

Выполнение ряда автономных и комплексных испытаний при вводе энергоблока АЭС в эксплуатацию является одним из необходимых условий приёмки, как отдельных систем, так и энергоблока в целом в эксплуатацию. В частности, для СВРК, исходя из ее технических и функциональных особенностей, одними из таких испытаний являются физические испытания СВРК (ФИ СВРК). На блоке №1 Белорусской АЭС ФИ СВРК были включены в этапные пусковые программы и выполнены в соответствии с рабочими программами, разработанными в установленном порядке.

Доклад представляет полученный опыт выполнения ФИ СВРК на основании учета проектных особенностей системы и обобщении результатов, полученных на разных этапах ввода в эксплуатацию и в разных эксплуатационных состояниях. Знание этого опыта важно, как для разработчиков системы, так и для пусконаладочного и эксплуатационного персонала, обеспечивающих на разных этапах жизненного цикла АЭС надежную и эффективную работу одной из подсистем в составе АСУ ТП энергоблока.

Краткое описание и основные проектные решения СВРК Белорусской АЭС

СВРК представляет собой функционально законченную систему в составе СКУД, связанную информационными потоками с другими системами СКУД и с внешними системами энергоблока. СВРК является одним из основных элементов, обеспечивающих контроль условий эксплуатации ядерного топлива, а также важнейших параметров, связанных с безопасностью эксплуатации реакторной установки. СВРК предназначена для обеспечения контроля активной зоны реактора на основе внутриреакторных измерений с целью безопасной и экономичной эксплуатации реакторной установки.

СВРК обеспечивает контроль нейтронно-физических параметров активной зоны, тепловой мощности РУ и теплогидравлических параметров первого и второго контуров, формирование и передачу защитных (АЗ) и управляющих (ПЗ-1, ПЗ-2) сигналов защиты по внутриреакторным локальным параметрам (запас до кризиса теплообмена, линейное энерговыделение твэлов), информационную поддержку оператора при управлении полем энерговыделения, представление информации о текущем состоянии активной зоны и основного оборудования РУ на мониторах СВРК и передачу данной информации (в том числе для отображения на БПУ) в СВБУ, а также контроль эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации, создание архива данных по истории эксплуатации активной зоны и основного технологического оборудования РУ, диагностирование собственных технических и программных средств.

Разработка СВРК выполняется с учетом требований, предъявляемых к системе, важной для безопасности и включающей в себя элементы систем безопасности. ПО СВРК разработано в соответствии с рекомендациями ГОСТ Р МЭК 60880 и проходит процедуры верификации и валидации в соответствии с планами верификации и валидации.

В СВРК функционально входят: первичные преобразователи, кабельные трассы от первичных преобразователей до измерительной аппаратуры и программно-технический комплекс (ПТК) СВРК. ПТК СВРК состоит из ПТК нижнего уровня (ПТК-НУ) и ПТК верхнего уровня (ПТК ВУ). В свою очередь ПТК НУ подразделяется на ПТК защиты (ПТК-З) и ПТК информационно-управляющий (ПТК-ИУ). В ПТК ВУ входят: вычислительный комплекс (ВК СВРК), клеммные шкафы, рабочие места дежурного персонала, ПТК внутриреакторной шумовой диагностики (ПТК ВРШД), вычислительный комплекс системы комплексного анализа, шлюзы связи с СВБУ и со смежными системами АСУ ТП, вычислительный комплекс водно-химического режима, дублированная локальная сеть СВРК с сетевыми устройствами.

Основу СВРК составляют распределенные по сечению и высоте активной зоны нейтронные детекторы типа ДПЗ с эмиттером из родия, а также термоэлектрические преобразователи (ТП), расположенные на входе и выходе ТВС, а также под крышкой реактора. ДПЗ и ТП входят в состав сборок внутриреакторных детекторов (СВРД). В активную зону устанавливаются 54 СВРД, в каждом по семь ДПЗ. Это обеспечивает контроль энерговыделения в 378 точках активной зоны и контроль температуры в 154 точках.

Все первичные измерительные преобразователи в составе СВРК используются с индивидуальными функциями преобразования. Индивидуальные функции преобразования ТП и термопреобразователей сопротивления платиновых (ТС) определяются по данным заводской калибровки. Изначально индивидуальные функции преобразования ДПЗ определяются расчетным путем с помощью аттестованных расчетных программ. В процессе эксплуатации, индивидуальные функции преобразования ДПЗ (из-за непрерывного изменения коэффициента преобразования в процессе «выгорания» родиевого детектора) определяются расчетным методом по величине протекшего электрического заряда.

Аппаратура ПТК-З состоит из четырех независимых каналов, каждый канал ПТК-З размещается в отдельном изолированном помещении, которое отделено от помещений других

каналов противопожарной перегородкой. К каждому каналу ПТК-3 подведены кабельные трассы датчиков своего канала безопасности и по ним на вход измерительной аппаратуры поступают сигналы датчиков контроля теплотехнических параметров РУ, а также 1/4 часть всех СВРД. Аппаратура ПТК-ИУ связана с ВК СВРК информационными линиями связи, по которым постоянно идет односторонняя информация в ВК СВРК для обработки данных. Для обеспечения функционирования ПТК-3 в части формирования сигналов защиты периодически под контролем персонала осуществляется прием и обновление в ПТК-3 настроечной информации. ПТК-ИУ состоит из двух идентичных независимых информационно-измерительных устройств, имеющих выходы в локальную сеть СВРК. ПТК-ВРЩД предназначен для обработки переменной составляющей токов ДПЗ и для передачи в ВК СВРК обобщенной информации об аномалиях в активной зоне. СВРК обеспечен аппаратными и программными средствами самодиагностики. Диагностическое ПО служит для выполнения задач тестирования и контроля работоспособности аппаратных средств и системного программного обеспечения.

Структура и объем выполненных физических испытаний СВРК

Необходимость в проведении расширенного комплекса пусковых испытаний, получивших название физические испытания СВРК (ФИ СВРК), вытекает из функциональных и проектных особенностей СВРК [1] для обеспечения нормативных требований к системам нормальной эксплуатации важным для безопасности. Данные испытания проводятся практически на всех этапах пусконаладочных работ и предназначены для оценки качества монтажа измерительных каналов, правильности реализации алгоритмов функционирования и их достаточности, а также специальных испытаний для определения значений констант, используемых в базе данных СВРК [2, 3].

Комплекс ФИ СВРК для блока №1 Белорусской АЭС включил в себя следующие виды испытаний:

1. Проверка СВРК в части контроля состояния реакторной установки (РУ).

Испытания выполняются на подэтапе «Холодно-горячей обкатки (ХГО) РУ», этапах «Физический пуск» (в подкритическом состоянии, и при выводе реактора в критическое состояние), «Энергетический пуск» (на мощности 10 и 40%Nном), «Опытно-промышленная эксплуатация» (на мощности 75, 90 и 100%Nном). Испытания требуют стационарных состояний при стабилизированных основных параметрах РУ. По результатам испытаний подтверждается выполнение функции контроля состояния РУ по ~1000 каналам контроля общетехнологических параметров (давления, перепады давления, температуры, расходы и т.д.), разбитым на несколько подгрупп исходя из технологических особенностей и функций СВРК.

2. Проверка СВРК в части температурного контроля теплоносителя 1 контура.

Испытания выполняются на подэтапе «Холодно-горячей обкатки РУ», этапах «Физический пуск» (в подкритическом состоянии) в стационарном по температуре теплоносителя состоянии и при разогреве, а также на этапах «Энергетический пуск» (на мощности 10 и 40%Nном), «Опытно-промышленная эксплуатация» (на мощности 75, 90 и 100%Nном) в стационарном состоянии (при стабилизированных основных параметрах РУ). По результатам испытаний подтверждается выполнение функций температурного контроля теплоносителя 1 контура по более, чем 1000 каналам, разбитым на подгруппы исходя расположения первичных преобразователей и выполняемых функций СВРК.

3. Проверка СВРК в части контроля энерговыделения в активной зоне.

Данный вид испытаний выполняется на этапах «Энергетический пуск» (на мощности 40%Nном), «Опытно-промышленная эксплуатация» (на мощности 75, 90 и 100%Nном). Испытания требуют стационарного состояния (при стабилизированных основных параметрах РУ), а также и разного положения групп ОР СУЗ. По результатам испытаний устанавливается достоверность показаний энерговыделения по ДПЗ с учетом констант переходной функции ДПЗ, правильность восстановления поля энерговыделения с учетом симметрии загрузки активной зоны и проектных нейтронно-физических характеристик.

4. Проверка СВРК в части контроля параметров локального энерговыделения по внутриреакторным параметрам в ПТК-3.

Этот вид испытаний выполняется на этапах «Энергетический пуск» (на мощности 40%Nном), «Опытно-промышленная эксплуатация» (на мощности 75, 90 и 100%Nном). Испытания требуют стационарного состояния (при стабилизированных основных параметрах РУ), а также разного положения групп органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ). Кроме этого, испытания проводятся в состояниях с ксеноновыми колебаниями и при переходных режимах, вызванных отключениями главных циркуляционных агрегатов (ГЦНА). По результатам испытаний оценивается выполнение защитных функций, реализованных в ПТК-3.

5. Проверка СВРК в части контроля мощности реактора.

Данный вид испытаний выполняется на этапах «Энергетический пуск» (на мощности 50%Nном), «Опытно-промышленная эксплуатация» (на мощности 75, 90 и 100%Nном). Испытания требуют стационарного состояния (при стабилизированных основных параметрах РУ), а также режимов при отключениях ГЦНА. По результатам испытаний оценивается выполнение функций контроля мощности реактора, и определяются оптимальные весовые коэффициенты для средневзвешенной мощности реактора с целью выполнения проектных требований.

6. Проверка СВРК при отключениях ГЦНА.

Данный вид испытаний выполняется на подэтапе «Холодно-горячей обкатки РУ», этапах «Физический пуск» (в подкритическом состоянии), «Энергетический пуск» (на мощности 50%Nном), «Опытно-промышленная эксплуатация» (на мощности 75 и 100%Nном). Испытания выполняются при отключениях ГЦНА и в состояниях с неполным количеством работающих петель (при стабилизированных основных параметрах РУ). По результатам испытаний оценивается выполнение функций контроля параметров, зависящих от работы ГЦНА.

7. Проверка СВРК в части контроля локального кипения по ВРШД.

Данный вид испытаний выполняется на этапе «Опытно-промышленная эксплуатация» (на мощности 75, 90 и 100%Nном). Испытания требуют стационарного состояния при стабилизированных основных параметрах РУ. По результатам испытаний подтверждается правильность диагностирования локального кипения теплоносителя в активной зоне подсистемой внутрореакторной шумовой диагностики.

8. Проверка СВРК в части водно-химического контроля теплоносителя 1 контура.

Данный вид испытаний выполняется на этапах «Энергетический пуск» (на мощности 50%Nном), «Опытно-промышленная эксплуатация» (на мощности 75, 90 и 100%Nном). Испытания требуют стационарного состояния при стабилизированных основных параметрах РУ. По результатам испытаний подтверждается правильность контроля параметров ВХР 1 контура, рассчитываемых модулем «МУХТАР», а также точность рекомендаций по дозированию реагентов поддержания ВХР теплоносителя.

9. Определение влияния теплогидравлических характеристик петель 1 контура на температуру на входе в активную зону.

Данные испытания выполняются на этапе «Физический пуск» в подкритическом состоянии. Испытания требуют состояний с различием температур в холодных нитках. По результатам испытаний определяются коэффициенты для расчета температуры на входе в каждую ТВС, которые вносятся в базу данных (БД) СВРК.

10. Проверка соответствия координат СВРД в активной зоне координатам СВРД, отображаемым в СВРК.

Данные испытания выполняются на этапе «Энергетический пуск» (на мощности 40%Nном). Испытания требуют состояний с разным положением отдельных ОР СУЗ. По результатам испытаний определяется правильность монтажных работ по подключению линий связи и заполнения БД СВРК.

Анализ основных результатов физических испытаний СВРК

Проведенные на подэтапе ХГО блока №1 Белорусской АЭС ФИ СВРК показали, что реализация функций контроля состояния РУ и температуры теплоносителя 1 контура в основном обеспечивает проектные требования для состояния «горячее» РУ (без мощности). В то же время, были выявлены следующие замечания по работе каналов контроля:

1) имеются два канала контроля температуры в петлях 1 контура по показаниям ТС с индивидуальными статическими характеристиками, чьи аддитивные поправки больше $0,3^{\circ}\text{C}$ (погрешность при измерении индивидуальных функций преобразования);

2) не реализовано демпфирование для датчиков контроля перепада давления на ГЦНА;

3) требуется сглаживание для показаний каналов контроля электрической мощности ГЦНА и перепада давления на реакторе;

4) в проекте неправильно указаны диапазоны значений для «горячего состояния» по перепаду давления на парогенераторах, расходу теплоносителя в петлях и через реактор;

5) при проектировании выбраны некорректные критерии для отбраковки резких изменений при отключении/подключении ГЦНА.

Испытания на этапе «Физический пуск» окончательно подтвердили правильную реализацию функций контроля состояния РУ и температуры теплоносителя 1 контура с учетом исправления замечаний по предыдущим работам.

По результатам испытаний термоконтроля в режимах «без мощности» для устранения систематических погрешностей были внесены поправки к показаниям всех каналов контроля температуры в петлях (по ТС) и в реакторе (по ТП). По результатам испытаний в части контроля состояния РУ были внесены изменения по расчету расхода теплоносителя в петлях при отключении ГЦНА (см. рис.1).

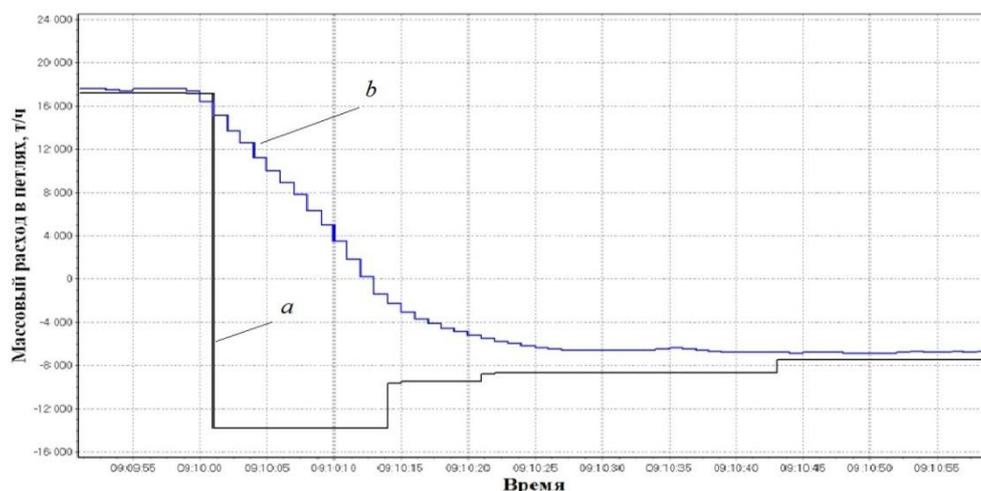


Рис. 1. Изменение расхода в петле при отключении ГЦНА в этой петле: *a* - до внесения изменений, *b* - после внесения изменений

Помимо этого, по результатам испытаний в части контроля состояния РУ были обнаружены и устранены ошибки в контроле давления пара в главном паровом коллекторе, в положении групп ОР СУЗ, а также были даны рекомендации по представлению информации СВРК для инженеров-физиков при выводе реактора в критическое состояние.

Результаты определения коэффициентов влияния для расчета температуры на входе в активную зону показали, что для блока №1 Белорусской АЭС сохраняются все особенности коэффициентов, выявленные по результатам аналогичных испытаний на других блоках АЭС с ВВЭР-1000 [4] и ВВЭР-1200. Кроме этого, был опробован новый алгоритм проведения данного вида испытаний и предложена его реализация при вводе в эксплуатацию блока №2.

Среди результатов, полученных при освоении проектной мощности, следует отметить те, которые имеют определенные особенности, связанные с особенностями теплогидравлических и нейтронно-физических процессов в РУ, а также с размещением первичных преобразователей. В частности, как и на всех блоках с ВВЭР [5], а также с PWR наблюдается неоднородное течение теплоносителя в горячих нитках петель 1 контура, что проявляется в значительном расхождении температуры по ТС размещенным в разных местах сечения трубопровода. Наибольшее расхождение $\sim 2,2^{\circ}\text{C}$ было зафиксировано при номинальном уровне мощности.

Аналогично другим блокам, где используются СВРД типа КНИТ, ТП на входе в активную зону (проектное обозначение - ТП-3) имеют завышенную относительно холодных ниток температуру. Данный факт возможно обусловлен наличием радиационного разогрева наконечника чехла, который может составлять 0,5 – 0,8 °С, а также подогревом теплоносителя, связанным с расположением ТП-3 выше начала топливной части активной зоны (около 60-80 мм). Это подтверждается тем, что отклонение средней в орбите симметрии температуры на входе от температуры в холодных нитках изменяется практически прямо пропорционально в зависимости от мощности реактора. Как говорилось ранее, в СВРД имеется две ТП на выходе (проектное обозначение - ТП-1А и ТП-1Б). Анализ отклонений показаний температуры теплоносителя на выходе из ТВС по ТП-1Б от ТП-1А показывает, что они не превышают 4 °С, что ниже значений, которые было получены на ранее вводимых блоках с ВВЭР-1200.

Стоит особенно отметить, что на блоке №1 Белорусской АЭС была выполнена перфорация каналов направляющих труб под СВРД в БЗТ. Это одна из мер, касающаяся повышения достоверности температурного контроля под крышкой реактора. Результаты испытаний каналов температуры под крышкой реактора показали, что только этой меры недостаточно и необходимы дальнейшие исследования. Эти исследования должны определить помимо технических мер также и организационные меры в части установления режимных требований и границ достоверности по этим каналам контроля с учетом выявленных особенностей.

Результаты испытаний по проверке энерговыделения показали выполнение критериев достоверности практически по всей активной зоне (на момент окончания испытаний было выявлено только шесть из 378 каналов с неработоспособными ДПЗ). Показания восстановленного поля энерговыделения имеют хорошую сходимость с расчетами по прогнозам программ «Имитатор реактора» (ИР) и «КАСКАД». Особенностью является то, что более высокие значения энерговыделения относительно прогнозных наблюдаются для центральных ТВС и, наоборот, более низкие - для периферийных ТВС. Также имеется занижение показаний КQ в ТВС, расположенных близко к патрубкам 1 и 3 петли, а у патрубков 2 и 4 петли значения в СВРК и ИР приблизительно одинаковые. Максимальные значения по линейному энерговыделению твэл и минимальные значения по запасу до кризиса теплообмена по данным СВРК превышали прогнозные данные. С учетом консервативности и выполненных критериев достоверности это обеспечивает более безопасную эксплуатацию.

Результаты испытаний каналов контроля мощности показали, что значения различных способов расчета, реализованных в алгоритмах СВРК, удовлетворяют проверочным расчетам и соответствует проектным характеристикам. Для повышения представительности контроля мощности реактора следует исследовать зависимость констант, вводимых в СВРК, от эксплуатационного состояния (уровень мощности реактора, количество работающих ГЦНА, положение ОР СУЗ, выгорание и т.д.). При выполнении этих условий, СВРК обеспечивает контроль средневзвешенной мощности реактора с погрешностью не более 1 %Nном, что даст возможность снижения консерватизма в проектных расчетах.

Заключение

Полученные результаты ФИ СВРК показывают, что система соответствует проектным требованиям и обеспечивает выполнение проектных функций по надежному контролю состояния активной зоны и энергоблока в целом. При этом, имеющийся и полученный новый опыт ФИ СВРК при вводе в эксплуатацию блока №1 Белорусской АЭС показывает, что возможно улучшение характеристик, как самой системы, так и применению новых подходов по контролю ее функционирования. В частности, это относится к возможностям расширения объема контроля и автоматизации диагностических процедур, выполняемых эксплуатационным и сопровождающим персоналом [6].

Список литературы

1. Калинушкин А.Е., Козлов В.В., Митин В.И., Семченков Ю.М. Система контроля, диагностики и управления для ЯЭУ большой мощности с водо-водяными реакторами. Атомная энергия, т. 106, вып. 1, 2009.
2. Саунин Ю.В. Разработка методик комплексных испытаний систем внутрореакторного контроля ВВЭР. Автореф. дис. канд. техн. наук. Мытищи-Нововоронеж, Подольск, ОКБ

«Гидропресс», 2010.

3. Добротворский А.Н. Разработка и обоснование методики определения средневзвешенной мощности реактора энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000. Автореф. дис. канд. техн. наук. Подольск, ОКБ «Гидропресс», 2017.

4. Саунин Ю.В., Добротворский А.Н., Семенихин А.В. Исследование температуры теплоносителя на входе в активную зону на примере реактора Тяньваньской АЭС (Китай). Атомная энергия, т.103, вып. 2, 2007

5. Saunin Yu.V., Dobrotvorski A.N., Semenikhin A.V. e.a. Numerical and experimental investigation of 3D coolant temperature distribution in the hot legs of primary circuit of reactor plant with WWER-1000. – Kerntechnik, 80 (2015) 4.

6. Семенихин А.В., Саунин Ю.В., Жук М.М. Опробование системы диагностики входной информации СВРК на энергоблоке №1 Нововоронежской АЭС-2. Известия вузов. Ядерная энергетика. 2017 - №3.