

# Обоснование требований к объему пускового комплекса технических средств радиационного контроля при физическом пуске энергоблоков Нововоронежской АЭС-2

Физический пуск – этап ввода блока атомной станции в эксплуатацию, включающий загрузку реактора ядерным топливом, достижение критического состояния реактора и выполнение необходимых испытаний и измерений на уровне мощности. На этапах физпуска актуальной является задача определения объема технических средств радиационного контроля, введенных в работу, достаточного для безусловного обеспечения безопасности и однозначной оценки радиационного воздействия энергоблока на персонал, население и окружающую среду.

## **Ключевые слова:**

*активность, контроль, контур, период, продукт, пуск, радионуклид, теплоноситель, твэл, этап, энергоблок.*

**В.П.Поваров, С.В.Росновский,  
А.В.Русинов, П.А.Меньших,  
С.К.Булка**

(Филиал АО «Концерн Росэнергоатом»,  
«Нововоронежская АЭС», г. Нововоронеж)

В соответствии с [1], физический пуск – этап ввода блока атомной станции в эксплуатацию, включающий загрузку реактора ядерным топливом, достижение критического состояния реактора и выполнение необходимых испытаний и измерений на уровне мощности, при котором теплоотвод от реактора осуществляется за счет естественных теплотерь (рассеивания).

В соответствии с принятым делением, на этапе физического пуска энергоблока выделяются: подэтап загрузки в реактор первой топливной сборки (подэтап Б-1) и подэтап выхода на минимально-контролируемый уровень мощности (МКУ) (подэтап Б-2).

При подготовке к физическому пуску энергоблока АЭС актуальной является задача определения объема технических средств радиационного контроля, достаточного для безусловного обеспечения безопасности и однозначной оценки радиационного воздействия энергоблока на персонал, население и окружающую среду.

Очевидно, что наработка радионуклидов в процессе физпуска и их распространение в технологических средах энергоблока не могут носить мгновенный характер, в связи с чем требование [2] о готовности до начала этапа физического пуска средств радиационного контроля в полном объеме является излишне консервативным.

### **Требования к объему радиационного контроля на подэтапе Б-1**

В свежем ядерном топливе источником радиационной опасности для персонала являются топливные таблетки, заключенные в герметичную оболочку из циркониевого сплава. Выход радионуклидов в окружающую среду из-под оболочки твэлов до начала эксплуатации исключен (при условии соблюдения технологии изготовления твэла на предприятии-изготовителе и отсутствия нештатных ситуаций при транспортировке). Возможно лишь остаточное загрязнение внешних поверхностей твэлов вследствие некачественно проведенной отмывки ТВС на заводе-изготовителе. Однако такое загрязнение носит крайне незначительный характер и не может считаться источником радиационной опасности [3].

При работах со свежим топливом на этапе Б-1 (до начала вывода бора из 1-го контура) существует опасность только внешнего облучения персонала. Поступление радионуклидов в воздушную среду зоны контролируемого доступа (ЗКД) практически исключено. Поступление радионуклидов в теплоноситель 1-го контура обусловлено только смывом остаточного загрязнения с ТВС и может считаться близким к нулю.

Таким образом, на подэтапе Б-1 отсутствует необходимость в следующих видах радиационного контроля:

- контроль ИРГ, аэрозолей, радиойода в воздухе рабочих помещений и в вытяжных вентсистемах;
- контроль гамма-излучающих радионуклидов в водных средах (первый контур, второй контур, промконтур, цирквода);
- контроль трития в водных средах, в вентвыбросах.

Исходя из этого, для обеспечения радиационной безопасности персонала, населения, окружающей среды достаточным является ввод в эксплуатацию перед подэтапом Б-1 физического пуска энергоблока АЭС технических средств радиационного контроля в следующем объеме:

- контроль мощности дозы гамма-излучения в помещениях реакторного здания (10,20УА), обстроя реакторного здания (10,20УКА), вспомогательного реакторного здания (10,20УКС), санитарно-бытового корпуса зоны контролируемого доступа (00УУВ);
- контроль активности газоаэрозольных выбросов через венттрубу здания 10,20УА;
- контроль за нераспространением радиоактивных загрязнений – в объеме установок для принудительного контроля загрязнения персонала РЗС-02 и установок контроля мелких предметов РЗБ-06, установленных в здании 00УУВ, 10,20УКС.

Помимо этого, должен быть обеспечен индивидуальный дозиметрический контроль персонала, посещающего ЗКД, в объеме, определенном санитарными правилами и нормами.

### Требования к объему радиационного контроля на подэтапе Б-2

На подэтапе Б-2 проводятся пусковые операции, включающие последовательный вывод борной кислоты из теплоносителя 1-го контура до пусковой концентрации с последующим выводом ОР СУЗ до достижения критического состояния активной зоны ( $K_{эфф} = 1$ ).

Как известно, радиоактивные элементы в первом контуре работающего реактора образуются и поступают в теплоноситель по основным механизмам, представленным в табл.1 [4].

В простейшем случае контур не разветвлен, система очистки отсутствует, собственная удельная активность однофазного теплоносителя рассчитывается по известной формуле (без учета выгорания активных ядер) [4]:

$$a_k = (1 - e^{-\lambda\tau}) \frac{1 - e^{-(k+1)\lambda t}}{1 - e^{-\lambda t}} e^{-\lambda t'} \int_0^{\infty} \phi(E_n) \Sigma_n(E_n) dE_n, \quad (1)$$

где  $a_k$  – удельная активность теплоносителя после  $k$  циклов циркуляции;  $\lambda$  – постоянная распада образовавшегося радионуклида;  $t$  – период полного цикла;  $\tau$  – время пребывания теплоносителя в активной зоне;  $t'$  – время движения теплоносителя от момента выхода из активной зоны до места наблюдения;  $\phi(E_n)$  – усредненная по объему теплоносителя плотность потока нейтронов в активной зоне;  $\Sigma_n(E_n)$  – сечение активации.

Таким образом, при пусковых операциях на этапе Б-2, когда плотность потока нейтронов  $\phi(E_n)$  в активной зоне незначительна, радионуклидами первой группы, составляющей собственную активность теплоносителя, можно пренебречь.

Радионуклиды второй группы (продукты активации примесей) образуются в первом контуре в соответствии с тем же соотношением (1). Их удельная активность напрямую зависит от усредненной по объему теплоносителя плотности потока нейтронов в активной зоне  $\phi(E_n)$  [4]. Таким образом, на этапе Б-2 активностью, образующейся в результате активации примесей теплоносителя, также можно пренебречь в силу малых значений нейтронного потока в активной зоне реактора.

В соответствии с результатами исследований [5], радионуклиды третьей группы (продукты деления) находятся в топливе в состоянии, показанном в табл.2.

При пусковых операциях, когда серьезное разрушение оболочки твэл с дефектами типа «прямой контакт» маловероятно, существует возможность выхода в теплоноситель только элементов, указанных в пунктах 6–8 табл.2, поскольку они находятся в форме паров и газов.

Согласно [5], распределение газообразных продуктов деления (ГПД) в диоксиде урана, облученном при температуре 1200 °С, изменяется в соответствии с зависимостью, показанной на рис.1.

Исследования показали, что количество газа, растворенного в кристаллической решетке и содержащегося в мелких пузырьках диаметром до 2 нм (ГПД в матрице), достигает насыщения

**Табл.1.** Классификация радионуклидов, определяющих радиоактивность первого контура АЭС с ВВЭР, по происхождению.

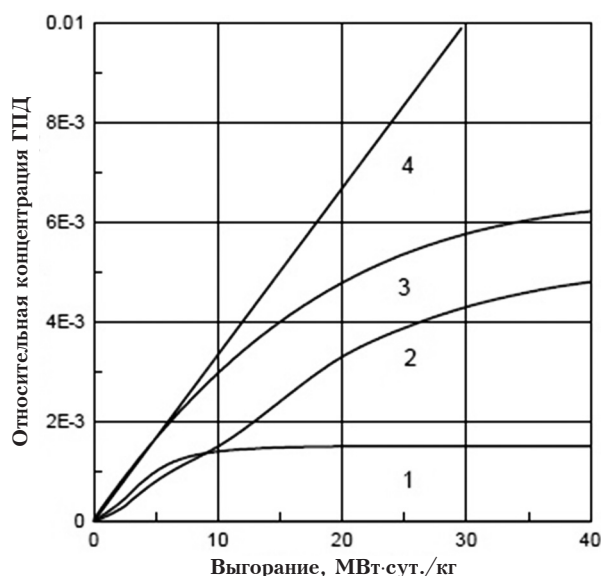
№ п/п	Группа радионуклидов	Происхождение
1	N-16, N-13, F-18, C-14, H-3	Собственная активность теплоносителя
2	Na-24 и др.	Активность примесей
3	Продукты деления ядерного топлива (табл.2)	Поступление в теплоноситель и перенос осколков деления
4	Co-60, Co-58, Mn-54, Fe-59, Cr-51 и др.	Активация продуктов коррозии

**Табл.2.** Вероятное состояние продуктов деления в оксидном топливе с малым отклонением от стехиометрии.

№ п/п	Продукты деления	Химическое и физическое состояния	Вероятная валентность
1	Zr и Nb*	Оксид в матрице топлива, некоторое количество Zr в оксидной фазе щелочноземельных металлов	4+
2	Y и редкие земли**	Оксиды в матрице топлива	3+
3	Ba и Sr	Оксидная фаза щелочноземельных металлов	2+
4	Mo	Оксид в матрице топлива или в атомарном состоянии металлических включений	4+ или 0
5	Ru, Te, Rh, Pd	Элементы в металлических включениях	0
6	Cs, Rb	Пары химического элемента или отдельная оксидная фаза в холодных областях топлива	1+ или 0
7	I, Te	Пары элементов. Возможно образование соединения с Cs (CsI)	0 или 1+
8	Xe, Kr	Газ химического элемента	

\* Предполагается, что в топливе стабилен  $NbO_2$ , а не  $Nb_2O_5$ . Выбор валентности не критичен, поскольку выход Nb не превышает 4%.

\*\* Церий имеет валентность +4 и может быть стабилен в виде  $CeO_2$  в топливе с высоким кислородным потенциалом. Возможен в оксидной фазе щелочноземельных металлов.



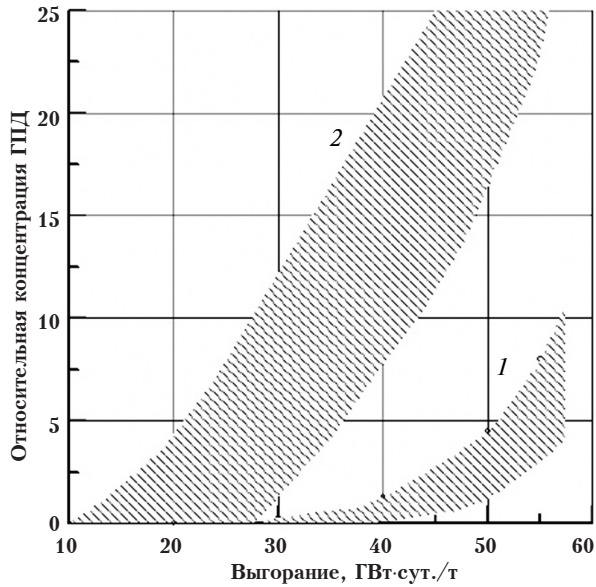
**Рис.1.** Влияние выгорания на концентрацию ГПД в  $UO_2$  при температуре 1200 °C:  
1 – ГПД в матрице; 2 – ГПД в порах;  
3 – суммарное содержание ГПД в топливе;  
4 – генерация ГПД.

взаимосвязанных каналов, обеспечивающих выход ГПД под оболочку твэла. Продолжительность инкубационного периода зависит от температуры топлива. При температуре ниже 1200 °C инкубационный период соответствует выгоранию 30–40 МВт·сут./кг  $U_235$ , а при температуре выше 1400 °C – выгоранию порядка 10 МВт·сут./кг  $U_235$ , что, по-видимому, объясняется увеличением подвижности атомов газа, пузырьков и возрастанием выхода ГПД из зерна в окружающие пузырьки. Предполагается, что для насыщения границ зерна и образования стабильной взаимосвязанной сетки каналов концентрация атомов ГПД на поверхности должна составлять  $\sim(2-7)10^{15} \text{ см}^{-2}$ . После достижения такой концентрации выделение ГПД возрастает с увеличением выгорания [5] (рис.2).

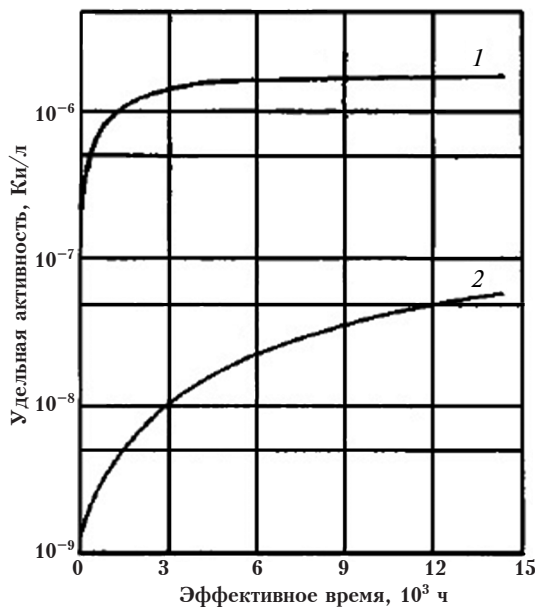
при выгорании  $\sim 10$  МВт·сут./кг  $U_235$ . При дальнейшем облучении возрастает содержание газа в крупных пузырьках внутри и на границе зерен (ГПД в порах). После выгорания 40 МВт·сут./кг  $U_235$  содержание газа в порах стабилизируется. Разница между генерацией ГПД и его суммарным содержанием в топливе (кривые 4 и 3) соответствует выходу газа под оболочку твэла.

Можно предположить, что после насыщения накопления газа в порах и матрице все избыточные ГПД выходят под оболочку твэла.

Данные о влиянии глубины выгорания на выделение ГПД указывают на существование начального периода облучения, в течение которого не происходит выделение ГПД под оболочку твэла. Предполагается, что такая задержка связана с накоплением ГПД по границам зерен и последующим образованием сетки



**Рис.2.** Зависимость выхода газообразных продуктов делений от выгорания для твэлов реакторов с водой под давлением: 1 – с топливом из диоксида урана; 2 – с МОХ-топливом.



**Рис.3.** Изменение активности продуктов коррозии в теплоносителе АЭС с реактором РБМК-1000 со временем: 1 – <sup>51</sup>Cr; 2 – <sup>59</sup>Fe.

будет определяться возможностью перехода в воздушную среду рабочих помещений радионуклида Cr-51 в виде аэрозолей.

Исходя из соображений, изложенных выше, к подэтапу Б-2 физического пуска энергоблока должны быть введены в работу следующие технические средства радиационного контроля.

Так как до достижения топливом глубины выгорания 30 МВт-сут/кгU235 выход газообразных продуктов деления из топливных таблеток несущественен, маловероятен и выход ГПД в теплоноситель через дефекты оболочек твэл типа «газовая неплотность».

В связи с вышеизложенным, на подэтапе Б-2 физического пуска энергоблока отсутствует необходимость в радиационном контроле концентрации инертных радиоактивных газов (ИРГ), радиоактивных изотопов йода в воздухе рабочих помещений и венткоробах систем вытяжной вентиляции.

### Активация продуктов коррозии

В соответствии с [4], в начальный период эксплуатации АЭС определяющим среди радионуклидов коррозионного происхождения является Cr-51 ( $T_{1/2} = 27,73$  сут.,  $E_{\gamma} = 0,320$  МэВ). Со временем роль Cr-51 быстро падает; равновесное содержание его в теплоносителе и отложениях достигается через 2–3 месяца работы АЭС.

Имеются данные по динамике увеличения концентрации Cr-51 в теплоносителе АЭС с РБМК-1000 (рис.3) [4]. Согласно им, за эффективное время порядка 1500 часов (2 месяца работы на мощности) удельная активность Cr-51 возрастает до величины  $10^{-6}$  Ки/л =  $3,7 \cdot 10^4$  Бк/л.

Для первого контура АЭС с ВВЭР-1200 удельная активность теплоносителя 1-го контура по Cr-51 составляет значения того же порядка.

Таким образом, на подэтапе Б-2 радиационная опасность для персонала в части ингаляционного поступления через органы дыхания

*А) Контроль воздушной среды в рабочих помещениях*

Должны быть введены в работу технические средства радиационного контроля содержания радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочих помещений здания УА.

Технические средства контроля радиоактивных аэрозолей в венткоробах вытяжных вентсистем могут не вводиться в работу, поскольку при наличии радионуклидов в воздухе рабочей зоны это будет выявлено техническими средствами контроля воздуха в помещениях и установкой РКС-11И, измеряющей активность воздушной среды, выбрасываемой в вентрубу.

Поскольку в зданиях УКА, УКС отсутствуют собственные источники образования радиоактивных аэрозолей, нет необходимости в каналах контроля аэрозолей в указанных помещениях.

Каналы контроля ИРГ, радиойода могут не вводиться в работу в связи с отсутствием поступления указанных радионуклидов в теплоноситель на этапе Б-2 (см. выше).

*Б) Контроль активности, радионуклидного состава теплоносителя первого контура*

Технические средства для непрерывного контроля спектрометрического состава теплоносителя первого контура могут не вводиться в работу при условии проведения проботобора теплоносителя с последующим контролем лабораторными методами в лаборатории ЛРК на спектрометрической установке.

*В) Контроль наличия протечек из первого контура во второй*

На подэтапе Б-2 возможно поступление радионуклидов из первого контура во второй через неплотности трубочки парогенераторов. В связи с вышеизложенным, должно быть введено в работу оборудование контроля активности продувочной воды парогенераторов QUN.

В качестве дополнительного средства контроля наличия протечек из первого контура во второй используются данные системы АРКТ, структурно не входящей в АСРК и включающей 24 точки контроля мощности дозы от оборудования второго контура (паропроводы острого пара, турбина и т. д.).

*Г) Контроль наличия протечек из второго контура в циркуду через конденсатор*

Должны быть введены в работу технические средства для контроля удельной активности циркуды РАВ.

*Д) Радиационный контроль промплощадки, зданий UKU, UKS, UKT*

Должны быть введены в работу технические средства радиационного контроля мощности дозы гамма-излучения на территории промплощадки UZC.

Технические средства радиационного контроля зданий UKU, UKS, UKT в работу могут не вводиться в связи с отсутствием в них работ с источниками ионизирующих излучений на этапах Б-1, Б-2.

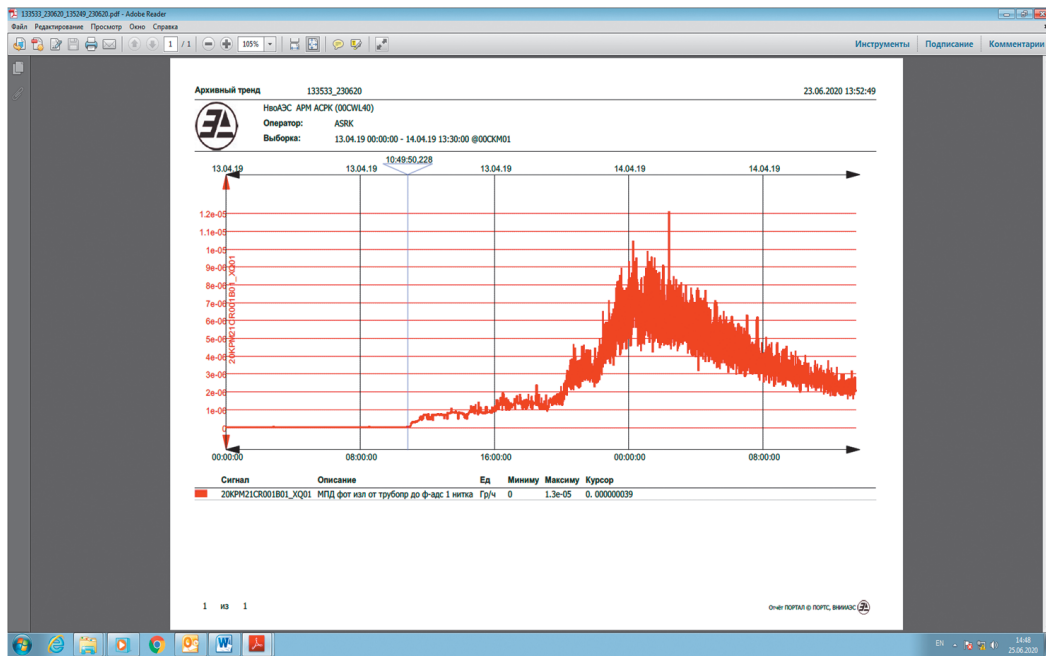
## **Заключение**

Вышеуказанный подход к обоснованию требований к объему пускового комплекса технических средств радиационного контроля был успешно опробован и показал свою эффективность на этапах физического и энергетического пусков энергоблоков 1, 2 Нововоронежской АЭС-2.

Первые ненулевые показания по каналам контроля активности ИРГ оборудованием АСРК энергоблока 2 НВАЭС-2 были отмечены на этапе В (энергетический пуск – освоение мощности реактора с уровня мощности физического пуска до включения генератора в сеть).

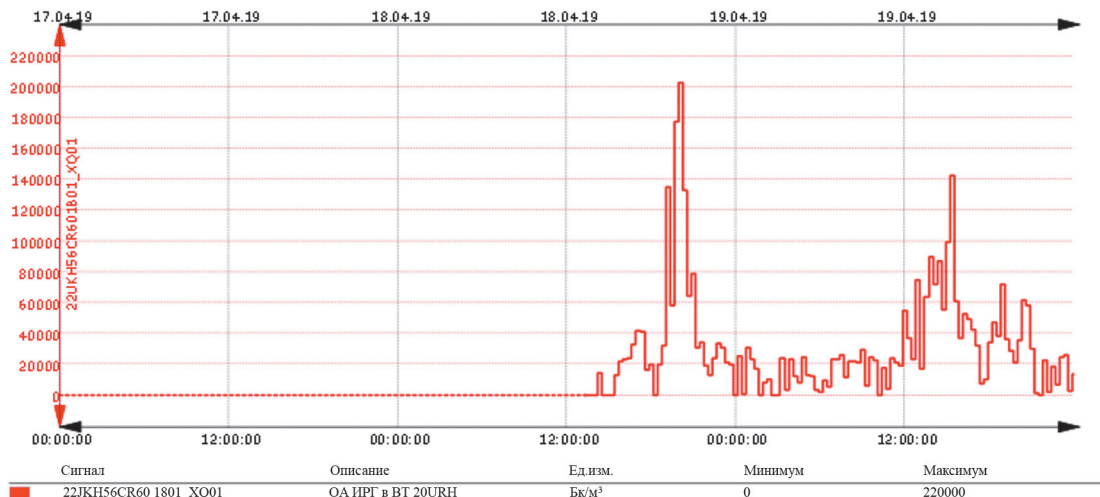
Данный этап на блоке 2 НВАЭС-2 начался 11.04.2019.

Появление ненулевой активности ИРГ по каналу контроля сдвухи 1-го контура до фильтров СГО было зарегистрировано АСРК 13.04.2019 (рис.4).



**Рис.4.** Результаты измерений по каналу контроля объемной активности ИРГ сдвухи 1-го контура до фильтров СГО в период энергопуска блока 2 НВАЭС-2.

Появление ненулевой активности ИРГ по каналу контроля в вентиляционной трубе зафиксировано 18.04.2020 (рис.5).



**Рис.5.** Результаты измерений по каналу контроля объемной активности ИРГ в вентиляционной трубе 20UKH в период энергопуска блока 2 НВАЭС-2.

Таким образом, во время пусковых операций блоков 1, 2 НВАЭС-2 теоретические соображения о достаточности функционирования АСРК в объеме пускового комплекса были подтверждены на практике.

### Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций НП-001-15.
2. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03) СанПиН 2.6.1.24-03.
3. Нововоронежская АЭС-2 с энергоблоками 1 и 2. Отчет по обоснованию безопасности. Хранилище свежего топлива. NW2O.W.120.0.0UFC&&.000.HD.0001.
4. Егоров Ю.А. Основы радиационной безопасности атомных электростанций. М.: Энергоиздат, 1982.
5. Малыгин В.Б. Эксплуатационные свойства материалов для обоснования проектов твэлов энергетических реакторов. М.: МИФИ, 2007.

## Justification of Requirements to the Volume of the Start-Up Complex of Technical Means of Radiation Control During the Physical Start-Up of Novovoronezh NPP-2 Power Units

Povarov Vladimir, Rosnovsky Sergey, Rusinov Aleksandr, Menshikh Pavel, Bulka Svetlana (Rosenergoatom, Joint-Stock Company (REA JSC), Novovoronezh Nuclear Power Plant (Novovoronezh NPP), Novovoronezh, Russia)

**Abstract.** The physical start-up is a stage of the power unit commissioning, which includes reactor core fuelling, achieving the first criticality and completion of all required tests and measurements at the power level. At the stages of physical start-up the priority task is to determine the scope of radiation monitoring equipment, put into operation and sufficient for absolute safety assurance and unambiguous assessment of the power unit radiation exposure of personnel, population and environment.

**Key words:** activity, control, circuit, period, product, start-up, radionuclide, coolant, nuclear fuel element, stage, power unit.

В.П.Поваров (директор НВАЭС), С.В.Росновский (зам.гл.инж.),  
А.В.Русинов (нач.отд.), П.А.Меньших (зам.нач.отд.), С.К.Булка (зам.нач.цеха) –  
Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская АЭС», г. Нововоронеж.

Контакты. E-mail: BulkaSK@nvnpp1.rosenergoatom.ru.