



UA0300647

5. Prediction and control of operating life of the secondary circuit pipelines (steam lines) at WWER NPPs using the eki-02 and eki-03 computer codes

*V.I. Baranenko, S.G. Oleynik, V.N. Merkushev, L.S. Osipova, O.A. Belyakov, R.S. Istomin,
M.B. Bakirov, Yu.A. Yanchenko, A.V. Kumov*

Electrogorsk Research & Engineering Center on Nuclear Power Plants Safety
of All-Russian Research Institute for NPP Operation
(EREC VNIIAES), Electrogorsk City

This paper presents the computer codes (software (SW)) for predicting the deterioration of pipelines (EKI-02 SW) and steam lines (EKI-03 SW) in the secondary circuit of WWER-440 NPPs

The prototype for development of EKI-02 SW and EKI-03 SW is the CHECWORKS computer code

These codes provide for calculating erosion-corrosion wear of pipeline walls (degree of thinning and the rate of thinning (the direct problem) and physical-chemical and thermal-hydraulic characteristics of the pipelines (inverse problem) over the specified period of time) for pipelines (one-phase fluid) and steam lines (two-phase fluid) in the secondary circuit of WWER-440 NPPs.

The serviceability of EKI-02 SW and EKI-03 SW was tested, using the data of in-service inspections performed at NPP

EKI-02 SW is currently under certification at the Scientific and Technical Centre for Nuclear and Radiation Safety of GAN RF

EKI-03 SW has been prepared for the same certification.

The plan is to adapt the EKI-02 and EKI-03 codes for Novovoronezh NPP Unit 3 which has WWER-440 reactors

At present, EREC is at the stage of developing the computer EKI-01 code. This code (EKI-01 SW) will allow for calculating the erosion-corrosion wear of the secondary circuit pipeline walls for NPPs with WWER-1000 and RBMK-1000

6. Расчетно-экспериментальная методика оценивания функционалов нейтронного потока, воздействующего на корпус ВВЭР-1000

В.Л. Демехин, В.Н. Буканов,

Институт ядерных исследований НАН Украины, г. Киев



UA0300648

Техническое обоснование продления эксплуатации энергоблоков АЭС Украины сверх установленных сроков службы в качестве своей важнейшей составной части требует технического обоснования продления срока службы КР, который является одним из наиболее ответственных узлов РУ. Для решения этой проблемы необходимо знание не только параметров условий облучения корпуса, но и погрешностей их определения

В то же время на сегодняшний день фактически отсутствует какая-либо система оценивания в математическом смысле данного термина, то есть такая, результатом работы которой были бы и сами величины, и их ошибки. Более того, отсутствуют теоретические основы такой системы и, как следствие, выполняемые работы по определению радиационной нагрузки КР являются во многом не рассчитанными на перспективу

Учитывая экономическую целесообразность и важность решения проблемы технического обоснования продления срока службы КР, была выполнена работа по созданию научно-теоретических основ системы определения радиационной нагрузки КР. Показано, что поставленная задача является задачей статистического решения. Опираясь на байесовский подход, создан математический аппарат оценивания функционалов нейтронного потока, воздействующего на корпус ВВЭР-1000. На его основе разработана расчетно-экспериментальная методика. Она включает в себя три этапа

1. Создание информационных баз и анализ имеющейся информации,
2. Получение информации, непосредственно необходимой для оценивания ФНП, воздействующего на КР,
3. Получение оценок ФНП в ОКП реактора, в том числе одного из наиболее критичных для технического обоснования срока службы КР – максимального флюенса быстрых нейтронов