

КОРРОЗИОННОЕ ПОВЕДЕНИЕ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА ЧЕХЛОВ ТВС В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ ПЕРВОГО КОНТУРА PWR

С.Н. Орлов^{1,2,3}, А.А. Змитродан¹, А.М. Алешин¹, М.Ю. Скрипкин²

¹ ФГУП «Научно-исследовательский технологический институт им. А.П. Александрова»,
г. Сосновый Бор, Россия

² Санкт-Петербургский государственный университет, Институт химии, г. Санкт-Петербург, Россия

³ Институт ядерной энергетики (филиал) ФГАОУ ВО «СПбПУ», г. Сосновый Бор, Россия

В статье рассмотрен процесс коррозии чехлов ТВС, изготовленных из ниобийсодержащего циркониевого сплава Э-110. Экспериментальные данные получены в ходе эксплуатации и постэксплуатационного обследования транспортной ядерной энергетической установки типа КЛТ-40С, применяемой на ледоколах и плавучем энергоблоке «Академик Ломоносов». Обнаружено, что коррозия проходит по локальному (нодулярному) механизму, аналогично коррозии оболочек твэлов, изготовленных из сплава Э-110. При этом скорость коррозии чехлов ТВС значительно ниже по сравнению с оболочками твэлов, что объясняется меньшим значением теплового потока через их поверхность. В ходе эксплуатации ЯЭУ наблюдался кратковременный период интенсификации коррозии чехлов ТВС, вызванный, по-видимому, механическим повреждением защитной оксидной пленки на поверхности сплава Э-110. В результате в теплоносителе первого контура при работе реактора на мощности наблюдался рост содержания нерастворимых цирконийсодержащих частиц, повышение концентрации водорода и аммиака. После частичной замены теплоносителя в ходе последующего останова ЯЭУ интенсивная коррозия циркониевого сплава прекратилась, что свидетельствует о самопроизвольном восстановлении защитной оксидной пленки на сплаве Э-110 в условиях первого контура.

Ключевые слова: легководный ядерный реактор, первый контур, коррозия, чехлы тепловыделяющих сборок, циркониевый сплав.

DOI: 10.17675/2305-6894-2022-11-4-13

CORROSION BEHAVIOR OF ZIRCONIUM ALLOY FUEL ASSEMBLY CLADDING TUBES IN THE PRESSURIZED WATER REACTOR'S PRIMARY CIRCUIT

S.N. Orlov^{1,2,3}, A.A. Zmitrodan¹, A.M. Alyoshin¹, M.YU. Skripkin²

¹FSUE "Alexandrov NITI", Sosnovy Bor, Russia

²St. Petersburg University, Institute of Chemistry, Saint Petersburg, Russia

³Institute of Nuclear Power Engineering, Peter the Great St. Petersburg Polytechnic University, Sosnovy Bor, Russia

The corrosion behavior of fuel assembly cladding tubes made of E-110 niobium-containing zirconium alloy is described. Experimental data were obtained during operation and post-operation examination of the KLT-40S reactor. This type of reactor is employed in nuclear-powered icebreakers and the Academic Lomonosov floating nuclear power plant. The data show that the fuel assembly cladding tube material underwent a local (nodular) corrosion in the same way as

corrosion of fuel cladding made of E-110 alloy. However, the rate of corrosion of the fuel assembly tubes was significantly lower than that of the cladding of fuel pins, which is explained by a lower heat flux through their surface. A short period of an increase in the rate of corrosion of the fuel assembly tubes was observed during operation of the nuclear propulsion reactor, which was due to a mechanical damage of the protective oxide film on the E-110 alloy surface. As a result, increased concentrations of insoluble zirconium-containing particles, hydrogen and ammonia in the primary coolant were observed during reactor power operation. After the reactor was shut down and the coolant was partially replaced, intense corrosion of the zirconium alloy stopped, indicating self-healing of the protective oxide film on E-110 alloy under the primary coolant conditions.

Keywords: light-water reactor, primary circuit, corrosion, fuel assembly cladding tubes, zirconium alloy.