

В. И. Скалозубов, В. Ю. Гриб, А. В. Королев, Т. В. Габлая, В. Ю. Кочнева

Одесский национальный политехнический университет, просп. Шевченка 1, г. Одесса, 65044, Украина

Стратегии управления авариями при полной длительной потере электроснабжения на ядерных энергоустановках

Ключевые слова:
управление авариями,
полная потеря длительного
электроснабжения,
ядерные энергоустановки.

Одной из основных причин тяжелых аварий и разрушительных взрывов на АЭС Фукусима-Дайичи были технические недостатки ядерных энергоустановок и недостаточная подготовленность оперативного персонала по управлению авариями с полной длительной потерей электроснабжения. Анализ действующих и разрабатываемых руководств/инструкций по управлению тяжелыми авариями на реакторных установках показал, что принятые стратегии управления авариями с полной длительной потерей электроснабжения на ядерных энергоустановках с водо-водяными энергетическими реакторами недостаточно обоснованы и эффективны. В работе предлагается комплексная стратегия управления авариями с полной длительной потерей электроснабжения. Стратегия основана на комплексном подходе обеспечения функций безопасности по отводу остаточных тепловыделений от реактора и поддержания необходимого уровня котловой воды в парогенераторе. Реализация стратегии осуществляется при давлениях в парогенераторе более 0,3 МПа альтернативными аварийными питательными насосами с паропроводом от парогенераторов; а при меньших давлениях системами пассивного отвода тепла на принципах естественной циркуляции.

Актуальность

Одной из основных причин тяжелых аварий с повреждением ядерного топлива и разрушительных парогазовых взрывов на АЭС Фукусима-Дайичи в 2011 г. стала полная длительная потеря электроснабжения (ПДПЭ) вследствие совместного воздействия запроектных землетрясения и цунами ([1-3] и др.). ПДПЭ привела к отказу активных систем безопасности с электронасосами и невыполнению функции безопасности по отводу остаточных тепловыделений ядерного топлива (ФБ ОТ). Пассивные системы безопасности и дополнительные действия персонала в процессе аварии также не смогли обеспечить выполнение ФБ ОТ и предотвратить тяжелые аварии и взрывы.

Поэтому в постфукусимский период в мировой ядерной энергетике актуальным вопросом является разработка эффективных стратегий управления авариями с ПДПЭ на ядерных энергоустановках (ЯЭУ).

Основные уроки Фукусимской аварии в отношении аварий с ПДПЭ:

необходимость разработки противоаварийных мероприятий для маловероятных аварий (в т.ч. и с ПДПЭ);

пассивные системы безопасности должны обеспечивать достаточно длительное выполнение функций безопасности (не менее 72 ч);

пассивные системы безопасности должны соответствовать требованиям по сейсмостойкости [5, 6] и другим внешним экстремальным событиям, как и основное оборудование ЯЭУ.

© В. И. Скалозубов, В. Ю. Гриб, А. В. Королев,
Т. В. Габлая, В. Ю. Кочнева, 2019

На основе перспективных разработок в направлении развития пассивных систем безопасности ([4, 7–13] и др.) в настоящее время рассматриваются две основные стратегии управления авариями с ПДПЭ на ЯЭУ с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР):

1. Стратегии управления авариями пассивными системами отвода тепла через парогенератор (СПОТ ПГ), основанными на процессах естественной циркуляции (СУ1) — рис. 1.

2. Стратегии управления авариями аварийными питательными насосами с паропроводом (АПНПП) пара, образующегося в парогенераторе (СУ2) — рис. 2.

Перспективность СУ1 основана на успешном опыте разработки и применения систем пассивного отвода тепла от гермообъема ЯЭУ (например, [7–11] и др.). При авариях с ПДПЭ системы пассивного отвода тепла от гермообъема (ГО) обеспечивают функцию безопасности по неперевышению давления и температуры в ГО более допустимых пределов. Однако применение СПОТ ПГ для обеспечения ФБ ОТ и поддержания необходимого уровня питательной воды в парогенераторе (ФБ ПГ) требует дополнительных обоснований.

СУ2 может быть основана на известных разработках профессора А. В. Королева. Так, в работе [13] для обеспечения принципа адекватности пассивных систем безопасности и проектных активных систем безопасности при авариях с ПДПЭ предлагается применение АПНПП. Образующийся в процессе аварии пар в объеме ПГ поступает на турбину паропровода и обеспечивает работу АПНПП. Отработанный и сконденсировавшийся пар поступает либо в деаэратор, либо в гидроемкости запаса воды проектного аварийного питательного электронасоса АПЭН.

Основные преимущества АПНПП по отношению к СПОТ ПГ при управлении с ПДПЭ определяются следующими положениями:

- а) принципиальная возможность полной компенсации отказа АПЭН для обеспечения ФБ ОТ и ФБ ПГ;
- б) отсутствие необходимости расположения элементов систем безопасности на большой высоте за пределами защитной оболочки ЯЭУ.

Однако применение СУ2 также требует дополнительных обоснований надежности и условий работоспособности АПНПП.

Таким образом, указанные выше положения определяют актуальность и цель предлагаемой статьи — анализ обоснованности известных стратегий управления авариями с ПДПЭ на ЯЭУ и разработка общей стратегии управления авариями с ПДПЭ на ЯЭУ.

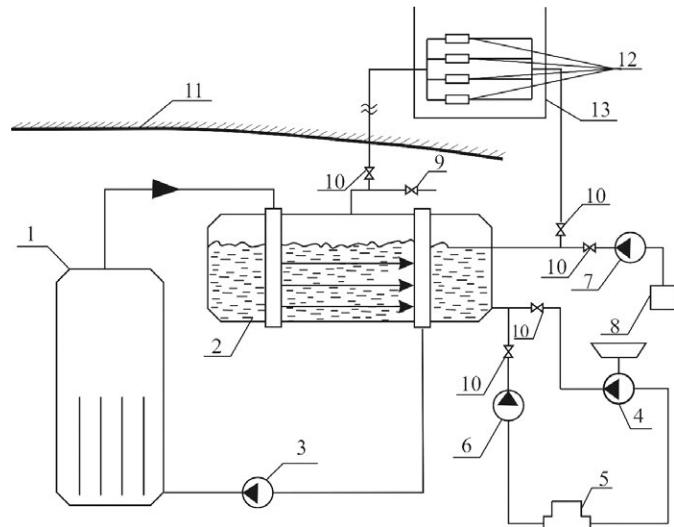


Рис. 1. Типовая схема СПОТ ПГ ВВЭР:

- 1 — реактор; 2 — ПГ; 3 — главный циркуляционный насос; 4 — турбопитательный насос (ТПН); 5 — деаэратор; 6 — вспомогательный питательный электронасос; 7 — аварийный питательный электронасос (АПЭН); 8 — бак запаса воды АПЭН; 9 — быстродействующий запорно-отсечной клапан (БЗОК); 10 — запорная арматура; 11 — защитная оболочка; 12 — конденсаторы СПОТ ПГ; 13 — бак запаса воды (при водяном охлаждении конденсаторов СПОТ ПГ)

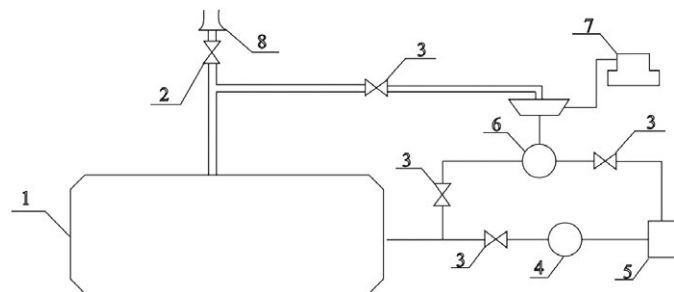


Рис. 2. Принципиальная схема подключения АПНПП ПГ при авариях с ПДПЭ:

- 1 — ПГ; 2 — БЗОК; 3 — запорные клапаны; 4 — АПЭН; 5 — гидроемкости запаса воды АПЭН; 6 — АПНПП; 7 — деаэратор; 8 — турбина ЯЭУ

Основные положения стратегий управления авариями с ПДПЭ

Анализ стратегии управления авариями с ПДПЭ на основе СПОТ ПГ (СУ1). Для реакторов типа ВВЭР одной из перспективных СПОТ является система отвода тепла через 2-й контур парогенератора

(СПОТ ПГ). Основное назначение СПОТ ПГ — обеспечение ФБ ПГ в процессе аварий с ПДПЭ и отвода тепла от реактора (ФБ ОТ).

Анализ установленных (например, в Китае) и проектируемых СПОТ ПГ позволяет сделать предварительные выводы:

1. СПОТ ПГ фактически являются вспомогательными для активных систем безопасности обеспечения выполнения ФБ ОТ, для аварий с частичной или кратковременной потерей электроснабжения.

Обеспечение выполнения ФБ ПГ также недостаточно обосновано. Снижение уровня воды в ПГ может привести к повреждению теплообменных труб ПГ и к за проектным авариям с межконтурными течами.

2. Для обеспечения необходимой естественной циркуляции теплообменная поверхность СПОТ ПГ с воздушным или водяным охлаждением должны устанавливаться за пределами защитной оболочки на большой высоте. Такой подход определяет значительное снижение надежности СПОТ ПГ и защитной оболочки к внешним экстремальным воздействиям относительно основного оборудования ЯЭУ.

Таким образом, недостаточно обеспечен принцип соответствия пассивных и активных систем безопасности при авариях с ПДПЭ и множественными отказами как одного из основных уроков Фукусимской аварии.

В квазистационарном приближении уравнения теплогидравлики СПОТ ПГ можно представить в следующем виде:

$$G(i'' - i') + C_p \cdot G \cdot \Delta T_1 = \alpha F \Delta T_2, G \cdot (i'' - i') = N(t), \quad (1)$$

$$(\rho_l - \rho_v) \cdot gH = \left(\frac{\xi_v}{\rho_v A_v^2} + \frac{\xi_l}{\rho_l A_l^2} \right) \cdot G^2, \quad (2)$$

где G — расход в СПОТ ПГ; i'', i' — соответственно энтальпия пара и конденсата в насыщенном состоянии; C_p — удельная теплоемкость конденсата; ΔT_1 — разность температур насыщенного (T_s) и охлажденного (T_k) конденсата; ΔT_2 — средняя разность температур между циркулирующим потоком и внешней средой (T_0); α — коэффициент теплопередачи между циркулирующим потоком и внешней средой; F — площадь теплообменной поверхности СПОТ ПГ; ρ_p, ρ_u — плотность жидкости и пара соответственно; g — ускорение силы тяжести; H — высота СПОТ ПГ; x_u, x_l — соответственно суммарный коэффициент гидравлического сопротивления на паровом и жидкостном участках; A_u, A_l — средняя площадь проходного сечения

СПОТ ПГ на паровом и жидкостном участках; $N(t)$ — мощность остаточных тепловыделений активной зоны реактора; t — время аварийного процесса.

Тогда условия обеспечения принципа соответствия СПОТ ПГ и АПЭН следуют из формул (1), (2):

$$F \geq F_{\min} = \frac{i'' - i' + C_p \cdot \Delta T_1}{\alpha \cdot \Delta T_2} \cdot \frac{N(t)}{i'' - i'}, \quad (3)$$

$$H \geq H_{\min} = \frac{\frac{\xi_v}{\rho_v A_v^2} + \frac{\xi_l}{\rho_l A_l^2}}{(\rho_l - \rho_v)g} \cdot \frac{N^2(t)}{(i'' - i')^2}. \quad (4)$$

Минимально допустимые значения площади проходного сечения конденсирующегося потока в контурах естественной циркуляции могут быть оценены из условий отсутствия конденсационных гидроударов [12]:

$$F_r = \frac{G}{\rho \cdot A \sqrt{g}} \cdot \left(\frac{4A}{\pi} \right)^{\frac{1}{4}} < 1. \quad (5)$$

Возникновение конденсационных гидроударов нарушают условия устойчивой циркуляции в контуре СПОТ ПГ.

Тогда из условия (5) нижняя граница площади проходного сечения СПОТ ПГ:

$$A_H = 3 \sqrt[3]{\frac{4 \cdot G^4}{\pi \rho_l^4 g^2}}. \quad (6)$$

Верхняя граница площади проходного сечения (A_B) может быть определена из условия непревышения при сейсмических воздействиях напряжений (σ) в металле конструкции СПОТ ПГ массой M (A) предельно допустимым напряжением σ_{\max} [5, 6]:

$$\sigma[M(A_B), H_0, a_c] \leq \sigma_{\max}, \quad (7)$$

где H_0 — максимальная высота конструкции СПОТ ПГ над поверхностью грунта; a_c — отклик ускорения землетрясения на поверхности грунта промплощадки.

Из уравнения (3) следует, что при воздушном теплосъеме для прямооточной гладкой трубной теплообменной поверхности СПОТ ПГ, температуре конденсата не более 320 К при $N(t)$ более 50 % от номинальной мощности реактора минимальная площадь теплообменной поверхности СПОТ ПГ $F_{\min} \geq 3,5 \cdot 10^5 \text{ м}^2$.

Проблема необходимости реализации большой площади теплообмена СПОТ ПГ может быть решена

за счет мероприятий по повышению интенсивности внешнего теплообмена (например, внешнее оребрение теплообменной поверхности) и установки компактных модульных теплообменников (см. рис. 1). Однако при установке системы модульных теплообменников существенно возрастает гидравлическое сопротивление контура циркуляции СПОТ ПГ. В соответствии с условием (4) это приводит к необходимости увеличения общей высоты СПОТ ПГ на несколько сотен метров над поверхностью защитной оболочки ЯЭУ. Такая высота СПОТ ПГ технологически трудновыполнима и определяет значительное снижение условий сейсмостойкости и общего уровня безопасности к внешним экстремальным воздействиям.

Анализ стратегии управления авариями с ПДПЭ на основе АПНПП (СУ2). Многолетний опыт эксплуатации теплотехнического оборудования тепловых и ядерных энергоустановок показал, что наименее надежными элементами является насосное оборудование [14]. Аналогом АПНПП может быть основной ТПН, работоспособность которого обеспечивается непосредственно отборами пара от турбоустановки. Анализ технических характеристик и опыта эксплуатации ТПН позволяет предположить линейную аппроксимацию зависимости объемного расхода Q от давления пара P_v в паротборе [15]:

$$Q = K_v \cdot P_v, \quad (8)$$

где $K_v = 585,9 \text{ м}^3/(\text{ч} \times \text{МПа})$ — коэффициент линейной аппроксимации.

Таким образом, из зависимости (8) следует минимальное предельное давление, обеспечивающее работоспособность АПНПП (P_{\min}):

$$\frac{Q(\text{АПНПП})}{Q(\text{ТПН})} = \frac{K_v(\text{АПНПП}) \cdot P_{\min}}{K_v(\text{ТПН}) \cdot P_{\max}}, \quad (9)$$

где P_{\max} — максимальное давление пара в турбоприводе ТПН (6,4 МПа), обеспечивающее проектный расход $3750 \text{ м}^3/\text{ч}$. Считая идентичными коэффициенты линейной аппроксимации для ТПН и АПНПП, получаем значение $P_{\min} = 0,3 \text{ МПа}$.

Таким образом, можно сформулировать основные положения общей стратегии управления авариями с ПДПЭ:

1. В начальный момент аварии необходимо применение АПНПП до снижения давления в ПГ менее 0,3 МПа (СУ1). Работоспособность АПНПП должна быть обеспечена для аварий с ПДПЭ и отказом аварийной защиты реактора при давлениях в ПГ более 0,3 МПа.

2. При снижении давления в ПГ менее 0,3 МПа необходимо отключение АПНПП и переход на СПОТ ПГ (СУ2). Размеры СПОТ ПГ должны соответствовать требованиям по сейсмостойкости [5, 6] и обеспечивать ФБ ОТ от реактора и поддержания необходимого уровня воды в ПГ при давлениях пара 0,3 МПа.

Выводы

1. В статье приведен анализ известных современных подходов управления авариями на ЯЭУ с ПДПЭ: стратегия применения СПОТ ПГ, основанная на естественной циркуляции, и стратегия применения альтернативных АПНПП.

2. Основные ограничения стратегии применения СПОТ ПГ естественной циркуляцией определяются следующими факторами:

не представляется реальной техническая реализация необоснованно больших конструктивных габаритов системы при остаточной мощности тепловыделений более 50 % от номинальной мощности;

расположение теплообменной поверхности за пределами защитной оболочки существенно снижает уровень безопасности по отношению к внешним экстремальным воздействиям (землетрясения, торнадо, ураганы и т.п.).

Реальные конструктивные габариты в пределах защитной оболочки обоснованы для мощности остаточных тепловыделений не более 2 % от номинальной мощности реактора (около часа с момента аварийного останова реактора).

Поэтому для начальных этапов эффективного управления аварией необходимы альтернативные пассивные системы безопасности, обеспечивающие компенсацию отказов аварийных питательных электронасосов в течение не менее 72 ч. В качестве такой системы обосновано использование АПНПП.

Основные ограничения стратегии применения АПНПП связаны с необходимостью квалификации в условиях относительно низких давлений пара.

3. Предложена общая стратегия управления авариями с ПДПЭ на ЯЭУ. В начальный момент управление аварией осуществляется АПНПП при давлении пара в ПГ более 0,3 МПа.

При меньших давлениях пара в ПГ и снижении мощности остаточных тепловыделений менее 2 % от номинальной мощности обосновано применение стратегии с СПОТ ПГ, основанной на естественной циркуляции. При этом размеры СПОТ должны со-

ответствовать нормативным требованиям по сейсмостойкости и обеспечивать ФБ ОТ от реактора и поддержания необходимого уровня питательной воды в ПГ при давлениях пара менее 0,3 МПа.

4. Необходима экспериментальная квалификация систем безопасности, обеспечивающих управление авариями с ПДПЭ.

5. Необходима дополнительная квалификация предложенной стратегии управления авариями с ПДПЭ с учетом межконтурных течей и динамики процессов в реакторе.

Список использованной литературы

1. IAEA International Fact Expert Mission of the Fukushima-Daiichi NPP Accident Following The Great East Japan Earthquake and Tsunami // IAEA Mission Report. — IAEA, 2011. — 160 p.
2. Скалозубов В. И. Анализ причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Ващенко, С. С. Яровой. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2012. — 280 с.
3. Скалозубов В. И. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме / В. И. Скалозубов, Г. А. Оборский, И. Л. Козлов [и др.]. — Одесса : Астопринт, 2013. — 244 с.
4. Скалозубов В. И. Научно-технические основы мероприятий повышения безопасности АЭС с ВВЭР / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, Ю. А. Комаров, А. В. Шавлаков. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2010. — 200 с.
5. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок [Введены с изменениями 01.07.1987 г.] / Госатомэнергонадзор СССР. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 525 с.
6. ПНАЭГ Г-5-006-87. Нормы проектирования сейсмостойких АЭС / Госатомэнергонадзор СССР. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 24 с.
7. Наффаа Х. М. Обоснование выбора схемного решения и геометрических параметров СПОТ ГО ВВЭР-1000 / Х. М. Наффаа, В. А. Дубковский // Ядерна та радіаційна безпека. — 2014. — № 3 (63). — С. 19–23.
8. Наффаа Х. М. Оценка эффективности системы пассивного отвода тепла от защитной оболочки РУ с ВВЭР в условиях длительного обесточивания / Х. М. Наффаа, В. А. Герлига, Д. В. Шевелев, А. С. Балашевский // Ядерна та радіаційна безпека. — 2013. — № 2 (58). — С. 27–31.
9. Наффаа Х. М. Расчетное моделирование работы и оценка эффективности системы пассивного отвода тепла от гермообъема (СПОТ ГО) при разрыве паропровода острого пара с неизоляцией аварийного ПГ по питводе на АЭС с ВВЭР-1000 / Х. М. Наффаа, Д. В. Шевелев, А. С. Балашевский // Глобальная ядерная безопасность. — 2014. — № 1 (10). — С. 5–9.
10. Задачи обоснования СПОТ защитной оболочки для АЭС нового поколения // Материалы конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, Россия). Подольск : Гидропресс, 2008.
11. Наффаа Х. М. Классификация систем пассивного отвода остаточных тепловыделений от защитных оболочек ядерных реакторов / Х. М. Наффаа, В. А. Дубковский // Праці Одеського політехнічного університету. — 2014. — Вип. 1 (43). — С. 104–112.
12. NUREG/CR6519. Screening Reactor Steam / Water Piping Systems for Water Hammer. — U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1997, 49 p.
13. Королев А. В. Резервная подпитка парогенераторов АЭС в условиях электрообесточивания энергоблока / А. В. Королёв, О. В. Деревянко // Ядерна та радіаційна безпека. — 2014. — Вип. 2 (62). — С. 10–12.
14. Мазуренко А. С. Анализ применимости результатов экспериментальных исследований гидродинамики к насосным системам тепловых и ядерных энергоустановок / А. С. Мазуренко, В. И. Скалозубов, Д. С. Пирковский [и др.] // Ядерна енергетика та докiлля. — 2017. — № 1 (9). — С. 49–53.
15. Пособие службы подготовки персонала Балаковской АЭС по эксплуатации энергоблока ВВЭР-1000 / Мин. РФ по атомной энергии; концерн «Росэнэргоатом». — 2009. — Т. 2. — 382 с.

**В. И. Скалозубов, В. Ю. Гриб, О. В. Королев,
Т. В. Габлая, В. Ю. Кочнева**

*Одеський національний політехнічний університет,
просп. Шевченка, 1, Одеса, 65044, Україна*

Стратегія управління аваріями під час повної тривалої втрати електропостачання на ядерних енергоустановках

Однією з основних причин важких аварій і руйнівних вибухів на АЕС Фукусіма-Даїчі були технічні недоліки ядерних енергоустановок і недостатня підготовленість оперативного персоналу з управління аваріями з повною тривалою втратою електропостачання. Аналіз діючих і розроблюваних посібників та інструк-

цій з управління важкими аваріями на реакторних установках показав, що прийняті стратегії управління аваріями з повною тривалою втратою електропостачання на ядерних енергоустановках з реакторами типу ВВЕР недостатньо обґрунтовані та ефективні. У роботі пропонується комплексна стратегія управління аваріями з повною втратою тривалого електропостачання. Стратегія базується на комплексному підході забезпечення функцій безпеки щодо відведення залишкових тепловиділень від реактора і підтримання необхідного рівня котлової води в парогенераторі. Реалізація стратегії здійснюється у випадках тисків у парогенераторі понад 0,3 МПа альтернативними аварійними живильними насосами з пароприводом від парогенераторів; а за менших тисків системами пасивного відведення тепла — на принципах природної циркуляції.

Ключові слова: управління аваріями, повна втрата тривалого електропостачання, ядерні енергоустановки.

**V. I. Skalozubov, V. Yu. Grib, A. V. Korolev,
T. V. Gablaya, V. Yu. Kochneva**

*Odessa National Polytechnic University,
1, Shevchenko av., Odesa, 65044, Ukraine*

Blackout Accident Management Strategies at Nuclear Power Plants

Technical shortcomings of nuclear power plants (NPP) with boiling water reactors and the inadequate training of operating staff for blackout accident management are among the main causes of severe accidents and destructive explosions at the Fukushima-Daiichi NPP. The blackout at Fukushima-Daiichi NPP was a consequence of the site flooding because of combined effect of the earthquake (about 9 points in the epicenter at a distance of 160–180 km from coast) and tsunami with a height of more than 14 m near the coast. The Fukushima-Daiichi site is placed at a height of 10 m above sea level, and there is a system of breakwaters with a height of more than 4 m above sea level. According to design calculations, the maximum wave height off the coast is about 5 m. Therefore, the accident was great surprise for the operating organization Tokyo Electric Power Company, and it revealed unpreparedness of technical means and staff in preventing consequences of the initial accident event. After Fukushima-Daiichi accident double inspections were hold at all US nuclear power plants. They also demonstrated insuffi-

cient preparedness of technical means and staff for blackout accident management. Analysis of current and developed guidelines/instructions for the severe accident management at reactor facilities has revealed that the accepted blackout accident management strategies at NPP with water-water energetic reactor (VVER) are not substantiated and not effective enough. A comprehensive blackout accident management strategy is described in the paper. The strategy is based on an integrated approach to ensuring the safety functions of afterheat removal from the reactor and maintaining the required level of boiler water in the steam generator. The strategy is realised by alternative emergency steam-driven feed pumps at steam generator pressure of more than 0.3 MPa, and by afterheat removal passive systems based on the principles of natural circulation at lower pressures.

Practical implementation of the proposed blackout accident management strategy determines the need of additional experimental design qualification of new passive safety systems.

Keywords: accident management, blackout, nuclear power plant.

References

1. *IAEA International Fact Expert Mission of the Fukushima-Daiichi NPP Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami*. IAEA Mission Report. IAEA, 2011, 160 p.
2. Skalozubov V. I., Klyuchnikov A. A., Vashchenko V. N., Yarovoy S. S. (2012). *Analiz prichin i posledstviy avarii na AES Fukushima kak faktor predotvrashcheniya tyazhelykh avariy v korpusnykh reaktorakh* [Analysis of the causes and consequences of the accident at Fukushima NPP as a factor in the prevention of severe accidents in tank reactors]. Chornobyl: ISP NPP NAS of Ukraine, 280 p. (in Russ.)
3. Skalozubov V. I., Oborsky G. A., Kozlov I. L., Vashchenko V. N., Gablaya V. V., Kochneva V. Yu. (2013). *Kompleks metodov pereotsenki bezopasnosti atomnoy energetiki Ukrainy s uchetom urokov ekologicheskikh katastrof v Chernobyle i Fukusime* [Complex of methods for reassessing the safety of nuclear energy in Ukraine, taking into account the lessons of environmental disasters in Chornobyl and Fukushima]. Odesa: Astroprint, 244 p. (in Russ.)
4. Skalozubov V. I., Klyuchnikov A. A., Komarov Yu. A., Shavlakov A. V. (2010). *Nauchno-tekhnicheskie osnovy meropriyatiy povysheniya bezopasnosti AES s VVER* [Scientific and technical basis of measures to improve the safety of NPPs with VVER]. Chornobyl: ISP NPP NAS of Ukraine, 200 p. (in Russ.)

5. USSR State Committee for the Supervision of Safe Work in the Nuclear Power Industry (1989). *PNAE G-7-002-86. Norms for calculating the strength of equipment and pipelines of nuclear power plants*. Moscow: Energoatomizdat, 525 p. (in Russ.)
6. USSR State Committee for the Supervision of Safe Work in the Nuclear Power Industry (1989). *PNAE G-5-006-87. Standards for design of seismic resistant nuclear power plants*. Moscow: Energoatomizdat, 24 p. (in Russ.)
7. Naffaa H. M., Dubkovsky V. A. (2014). Obosnovanie vybora skhemnogo resheniya i geometricheskikh parametrov SPOT GO VVER-1000 [Justification of the choice of circuit design and geometrical parameters of CARPS VVER-1000]. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 63, no. 3, pp. 19–23. (in Russ.)
8. Naffaa Kh. M., Gerliga V. A., Shevelev D. V., Balashevsky A. S. (2013). Otsenka effektivnosti sistemy passivnogo otvoda tepla ot zashchitnoy obolochki RU s VVER v usloviyakh dlitel'nogo obestochivaniya [Evaluation of the effectiveness of the system of passive heat removal from the VVER RP protective shell under conditions of prolonged de-energization]. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 58, no. 2, p. 27–31. (in Russ.)
9. Naffaa H. M., Shevelev D. V., Balashevsky A. S. (2014). Raschetnoe modelirovanie raboty i otsenka effektivnosti sistemy passivnogo otvoda tepla ot germoobema (SPOT GO) pri razryve paroprovoda ostrogo para s neizolyatsiey avariynogo PG po pitvode na AES s VVER-1000 [Computational modeling of work and assessment of the efficiency of the passive heat removal system from the containment CARPS in case of rupture of the steam line with non-isolation of the emergency SG at the power supply at VVER-1000 NPPs]. *Globalnaya yadernaya bezopasnost* [Global Nuclear Safety], vol. 10, no. 1, pp. 5–9. (in Russ.)
10. FGUP-OKBM-AEP (2008). Zadachi obosnovaniya SPOT zashchitnoy obolochki dlya AES novogo pokoleniya [The tasks of justifying the ARPS of the containment for NPPs of the new generation]. *Proceedings of the "Ensuring the safety of NPPs with WWER" (Podolsk, Russia)*. Podolsk: Hidropress. (in Russ.)
11. Naffaa H. M., Dubkovsky V. A. (2014). Klassifikatsiya sistem passivnogo otvoda ostatochnykh teplovydeleniy ot zashchitnykh obolochek yadernykh reaktorov [Classification of systems for passive removal of residual heat from the protective shells of nuclear reactors]. *Odes'kyi Politechnichnyi Universytet. Pratsi*, vol. 43, no. 1, pp. 104–112. (in Russ.)
12. NUREG/CR6519. *Screening Reactor Steam / Water Piping Systems for Water Hammer*. U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1997, 49 p.
13. Korolev A. V., Derevyanko O. V. (2014). Reserve backup of steam generators of nuclear power plants in the conditions of electrical powering of the power unit. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 62, no. 2, pp. 10–12. (in Russ.)
14. Mazurenko A. S., Skalozubov V. I., Pirkovsky D. S., Chulkin O. A., Zhou Huiyuy (2017). Analysis of the applicability of the results of experimental studies of hydrodynamics to pump systems of thermal and nuclear power plants. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 9, no. 1, pp. 49–53. (in Russ.)
15. *Posobie sluzhby podgotovki personala Balakovskoy AES po ekspluatatsii energobloka VVER-1000. Tom 2* [Manual service personnel training Balakovo NPP for the operation of the power unit VVER-1000. Volume 2]. Ministry of the Russian Federation for Atomic Energy; Rosenergoatom, 2009, 382 p. (in Russ.)

Надійшла 19.04.2019

Received 19.04.2019