Aprobado por
la orden del Servicio Federal de supervisión
Ambiental, Tecnológica y
Nuclear del
4 de septiembre de 2017. No. 352

CÓDIGOS Y ESTÁNDARES FEDERALES
 EN EL CAMPO DE USO DE ENERGÍA ATÓMICA "NORMAS DE
 LA SEGURIDAD TECNOLÓGICA NUCLEAR DE LAS EMBARCACIONES Y OTROS ARTEFACTOS FLOTANTES CON
 REACTORES NUCLEARES"

(NP-029-17)

I. Finalidad y el campo de aplicación

1. Los presentes códigos y estándares federales en el campo de la utilización de la energía nuclear "Normas de seguridad tecnológica nuclear de las embarcaciones y otros artefactos flotantes con reactores nucleares" (NP-029-17) (en adelante, las Normas) se elaboran de conformidad con la ley Federal del 21 de noviembre de 1995. No. 170-FZ "Sobre el uso de la energía nuclear", por la sentencia del Gobierno de la Federación de Rusia del 1 de diciembre de 1997. No. 1511 "Sobre la aprobación de la Disposición acerca del desarrollo y aprobación de los CEF en el campo del uso de la energía nuclear" (Recopilación de la legislación de la Federación de Rusia, 1997, No. 49, art. 5600; 2012, No. 51, art. 7203).

2. Los presentes Reglamentos se aplicarán a los buques y a los otros artefactos flotantes con reactores nucleares a base de reactores de agua de doble circuito, incluyendo los bloques generadores flotantes (en adelante, las embarcaciones), en todos los hitos de su ciclo de vida.

3. Los presentes Reglamentos establecen los requisitos básicos para el diseño, las características y las condiciones de funcionamiento de los sistemas y componentes de las instalaciones de propulsión atómica de las embarcaciones, así como los principios y detalles de las medidas técnicas y organizativas para garantizar la seguridad tecnológica nuclear en el diseño, la construcción y la puesta en servicio, la explotación, la clausura de las embarcaciones, así como en el diseño y la fabricación de sistemas y componentes para su aplicación como parte de la instalación de propulsión atómica de la embarcación.

4. Estas Reglamentos se han elaborado de conformidad con los códigos y estándares federales en el área de la utilización de la energía atómica, que establecen los requisitos generales para la seguridad tecnológica de las embarcaciones y otros artefactos flotantes con reactores nucleares, así como con sujeción a la experiencia adquirida en el diseño, la construcción y la explotación de las instalaciones de propulsión atómica de las embarcaciones.

5. La seguridad tecnológica nuclear de la instalación de propulsión atómica de la embarcación se determina por la perfección técnica del proyecto, la calidad requerida de la fabricación, el montaje, el ajuste y pruebas de sus sistemas y componentes importantes para la seguridad, su confiabilidad a la explotación, la diagnosis del estado, la cualidad y la puntualidad de las reparaciones y el subsanado de las fallas, la ejecución del mantenimiento técnico planificado y de guardia, la organización de los trabajos por las tarjetas tecnológicas, la calificación y la disciplina del personal.

La seguridad tecnológica nuclear de la instalación de propulsión atómica de la embarcación se garantiza por un sistema de medidas técnicas y organizativas, entre otras cosas:

uso de propiedades de autodefensa interna;

aplicación del principio de la defensa en profundidad;

uso de sistemas de seguridad tecnológica construidos en los principios de redundancia, aislamiento espacial y físico, independencia funcional, fallo único;

utilización de soluciones técnicas fiables y probadas por práctica y procedimientos argumentados;

el soporte científico de las elaboraciones de los proyectos, la construcción de las instalaciones nucleares energéticas, sus arranques, también el acompañamiento científico y técnico de su explotación;

cumplimiento de los requisitos de los códigos y estándares federales en el área de la utilización de la energía atómica, los documentos normativos, que reglamentan la seguridad tecnológica nuclear de las embarcaciones y otros artefactos flotantes con reactores nucleares, así como el cumplimiento de los requisitos de la documentación de operación;

la formación y el respeto de la cultura de seguridad tecnológica.

6. Al elaborar el proyecto de la embarcación se debe garantizar la concordancia mutua de los requisitos de seguridad de la instalación de energía nuclear y la embarcación.

7. El procedimiento para que las embarcaciones se ajusten a los requisitos del presente Reglamento, entre otras cosas incluyen los plazos y el volumen de las medidas necesarias, se determinará en función del caso en el condicionante de la acción de la licencia de construcción, explotación o la clausura.

8. La lista de abreviaturas invoca en el anexo No 1, términos y definiciones se encuentran en el anexo No 2 del presente Reglamento.

II. Los requisitos para los sistemas de instalaciones de propulsión atómica de
 las embarcaciones, importantes para la seguridad tecnológica

Requisitos generales para los sistemas de
instalaciones de propulsión atómica de las embarcaciones

9. IPA y sus sistemas y componentes deben asegurar:

el control de la densidad del flujo de neutrones (potencia) y la velocidad de su cambio;

el control de los parámetros tecnológicos con todas las posibles violaciones de la operación rutinaria, incluidos los accidentes bases de diseño;

el control de la IPA en todos los modos de operación;

la formación de señales de protección, alarma de emergencia y advertencia;

convertir el reactor en un estado subcrítico y mantenerlo en un estado subcrítico;

la detención de la IPA y el control por el modo de enfriamiento;

gestión informática del operador durante el funcionamiento normal, las infracciones de los límites operativos y/o las condiciones operacionales, las infracciones de los límites y/o las condiciones de la explotación segura, entre otras cosas en los accidentes de diseño y fuera del proyecto, también durante la gestión de accidentes;

refrigeración de emergencia del núcleo.

IPA, sus sistemas y componentes deben precautelar:

violación de la función de control y control de la reacción nuclear en cadena de la división en la zona activa del reactor;

alcance de la criticidad al sobrecargar la zona activa;

violación del proceso de evacuación del calor desde los cartuchos cuando el reactor funciona en la potencia y la disipación de calor residual cuando se detiene y enfría.

10. Las herramientas de software utilizadas para justificar la seguridad tecnológica de la IPA deben ser certificadas. En el RJS deben ser presentados las listas de estos programas con las indicaciones de los campos de su aplicación.

11. El mantenimiento y las características de los sistemas y componentes de la IPA, importantes para la seguridad tecnológica, que, para confirmar los parámetros de diseño, deben controlarse y probarse durante el proceso de la fabricación, el montaje, las pruebas integradas de la IPA, así como la revisión periódica durante la vida útil, deben justificarse en el proyecto de la IPA y presentarse en el RJS.

Los medios y procedimientos de verificaciones del SIS para que coincidan con las características del proyecto en un reactor en funcionamiento o detenido deben incluirse en el proyecto de la IPA. Los medios y procedimientos de verificaciones no deben deducir a una disminución en la seguridad tecnológica de la IPA.

12. La estructura de la IPA, sus sistemas y componentes importantes para la seguridad tecnológica, deben analizarse para determinar sus posibles fallas o mal funcionamiento. Las evaluaciones de las consecuencias de las fallas o el mal funcionamiento, la posibilidad de incumplimiento de los límites y/o condicionantes de funcionamiento seguro, la elaboración de medidas que limiten esos efectos, los resultados del análisis de las fallas deben ser reflejados en el RJS de la embarcación.

13. En el proyecto de la IPA deben ser invocadas una lista de los eventos iniciadores para el análisis de los accidentes bases del diseño, una lista de los accidentes fuera del proyecto y los resultados de la evaluación de su desarrollo y sus consecuencias. Entre los accidentes fuera del proyecto es necesario considerar un accidente con la destrucción y fusión del núcleo.

En el proyecto de la IPA deben ser invocados y argumentados los límites y condiciones de operación, los límites y condiciones de la operación segura y los límites del diseño.

14. En el proyecto de la IPA deben ser argumentados las características de recurso, metodología de la gestión por el recurso de los sistemas y componentes importantes para la seguridad tecnológica.

15. Las cuestiones de la garantía de calidad de la fabricación de los componentes de la IPA durante la construcción, la puesta en servicio, la explotación de la embarcación deben ser resueltas por las correspondientes empresas productoras, las organizaciones de construcción naval y las organizaciones de operación. La organización de construcción naval y la de operación así como todas sus organizaciones subcontratistas, que realizan la actividad en el área del uso de la energía atómica deben elaborar los programas de garantía de calidad de acuerdo con los requisitos del CEF.

16. Los sistemas y componentes de la IPA, importantes para la seguridad tecnológica deben estar sujetos a control y pruebas durante la fabricación, el montaje y el ajuste, y en la explotación deben ser inspeccionados para cumplir con las características del diseño. El proyecto de la IPA debería incluir programas, medios y procedimientos para esas verificaciones, así como indicar y fundamentar su periodicidad. Los SIS deben tener los medios de control. En los casos previstos en la documentación de diseño de la IPA, medios de control se reservan.

17. En el proyecto de la IPA se debe proporcionar el control:

de la radiactividad de los caloportadores en los contornos;

de los medios radiactivos en los lugares de su salida organizada;

acumulados en los lugares de su almacenamiento temporal de la IPA DRA durante el proceso de explotación, antes de que se entreguen a los lugares de almacenamiento y reprocesamiento costeros.

18. La sala de reactor y locales conexas o sus partes conexas deberán estar equipadas con una protección constructiva destinada a proteger a la IPA y SIS de los daños causados por incidentes y accidentes que se tengan en cuenta en el proyecto de la embarcación.

Requisitos al diseño, a las características del núcleo
del reactor y a los mecanismos ejecutivos de los sistemas de control
 y protección

19. El núcleo y los componentes del reactor que influyen en la reactividad deben diseñarse de tal manera que cualquier cambio en la reactividad mediante el movimiento de los reguladores y los efectos de la reactividad en los estados operativos y en los accidentes base de diseño no causen un crecimiento incontrolado de la generación de energía en el núcleo, lo que provoca al daño de los cartuchos por encima de los límites de diseño establecidos. En el rango de temperatura de funcionamiento del núcleo, los valores de los coeficientes de reactividad deben ser negativos en la operación rutinaria y en el funcionamiento anormal, incluidos los accidentes base de diseño.

20. Las características del combustible nuclear, el núcleo, la ubicación de los cartuchos, el absorbente consumible, los dispositivos de control o los medios de efecto sobre la reactividad y otros medios que afectan a la reactividad deben excluir la posibilidad de alcanzar la criticidad en la destrucción de la zona activa o la fusión del combustible.

21. La activación (desactivación) de las bombas de circulación del circuito del caloportador del reactor y/o del sistema de descongelación de emergencia en el reactor detenido no debe eliminarlo del estado subcrítico en cualquier evento iniciador que se tenga en cuenta en el proyecto de la IR.

22. En el proyecto de la IR debe justificarse y en el IJS se muestra que en los accidentes base de diseño relacionados con el aumento de la reactividad, no se produce el cambio de forma y daño de los cartuchos por encima de los límites de diseño.

23. En el proyecto del núcleo debe establecer y justificar el límite máximo de daño para los cartuchos y coherentes con ello los valores de la actividad volumétrica del caloportador en el circuito del reactor por radionúclidos identificados.

24. El diseño del núcleo debe ser tal que durante la operación rutinaria, las infracciones de la operación rutinaria, incluso los accidentes base de proyecto, no excedan los límites de diseño del daño de los cartuchos, con sujeción a:

número de regímenes de diseño y su curso de diseño;

deformación térmica, mecánica y radiológica de los componentes del núcleo;

los valores límite de los parámetros termotécnicos;

vibración, termociclaje, fatiga y envejecimiento de los materiales;

efectos de los productos de la fisión y de las impurezas en el caloportador sobre la corrosión de las vainas de los cartuchos;

los efectos de radiación y otros factores que degradan las características mecánicas de los materiales del núcleo y la integridad de las vainas de cartuchos.

25. Las características del núcleo y los medios de impacto en la reactividad deben ser tales que cuando se introducen estos medios en núcleo en cualquier combinación de su ubicación se excluya el aumento de la reactividad en cualquier parte de su movimiento.

26. El diseño del CC y del reactor en condiciones de operación rutinaria, funcionamiento anormal, incluidos los accidentes bases de diseño, debe excluir movimientos y deformaciones inesperados de los componentes del núcleo, cambios en la geometría de los cartuchos y otros componentes del CC, empeoramiento de las condiciones de la evacuación de calor que dañen a los cartuchos por encima de los límites de diseño o impidan el funcionamiento normal de los dispositivos de control del SCP.

27. El núcleo, los componentes del reactor y los mecanismos accionados de la SCP deben diseñarse para evitar el atasco (la imposibilidad de moverse en cualquier dirección del motor eléctrico y el accionamiento manual), la descarga de los dispositivos de control o la separación involuntaria de los dispositivos de control con los componentes de los mecanismos accionados del SCP en cualquier posición de la embarcación, entre otras cosas, en su vuelco.

28. En el proyecto la IR debe justificarse y en el IJS se muestra la posibilidad de descargar el núcleo y sus componentes después del accidente base del proyecto.

29. El marcado del CC deben tener signos distintivos que describan el contenido de combustible y el veneno.

30. Los componentes de combustible y los componentes de absorción con diverso contenido del combustible y del veneno respectivamente deben tener un marcado conveniente.

Los requisitos al circuito del caloportador del reactor

31. En el proyecto la IR se deben definir los límites del contorno del caloportador del reactor.

32. En el proyecto de la IR debe justificarse y en el IJS se demuestra que para los sistemas y componentes del circuito del caloportador del reactor, incluido el cuerpo del reactor, se garantiza su funcionamiento seguro durante la vida útil definida en el proyecto de la IR, con sujeción a los efectos corrosivos, químicos, neutrones-físicos, de radiación, térmicos, de fuerza y de otro tipo, posibles en la operación rutinaria, funcionamiento anormal, accidentes bases del proyecto. El número y la naturaleza de los efectos que se tienen en cuenta al determinar su vida útil del proyecto deben justificarse en el proyecto de la IR y presentarse al IJS.

El modelo de explotación de la IR y sus partes integrantes durante la vida útil del proyecto debe ser fundamentado y presentado en el IJS.

33. El equipo de intercambio de calor utilizado en la IR debe tener una reserva de superficie de intercambio de calor para compensar la deficiencia de sus características de transferencia de calor en el proceso de explotación. Los valores de la reserva de la superficie de intercambio de calor se definen en el proyecto de la IR y se representan en el IJS.

34. La composición del contorno del caloportador del reactor debe garantizar los condicionantes para el desarrollo de la circulación natural del caloportador en el contorno que garantiza la derivación del desprendimiento de calor residual del núcleo sin exceder los límites operativos del daño de las pilas, entre otras cosas, cuando se dispara PA en cualquier nivel de potencia del reactor.

35. En el proyecto de la IR se debe proporcionar técnicas y maquinaria:

para proteger el contorno del caloportador del reactor de un aumento inadmisible de presión en él en el operación rutinaria, funcionamiento anormal, incluyendo los accidentes base de diseño (no se permite el uso de válvulas de seguridad que conectan el volumen del contorno con la atmósfera);

para localizar y evaluar el volumen del rezumadero en el contorno de caloportador del reactor.

36. En el proyecto de la IR deben proporcionarse medios técnicos para compensar la fuga en el contorno del caloportador del reactor. El volumen máximo del rezumadero debe justificarse en el proyecto de la IR.

37. En el proyecto de la IR se debe instalar limitadores de flujo en las tuberías del contorno del caloportador del reactor, que se alejan del contorno principal de circulación.

38. En el proyecto de la IR se deben prever y presentar en el IJS medidas técnicas para proteger el contorno del caloportador del reactor contra el drenaje involuntario del caloportador.

Deben suprimirse las entradas al reactor situadas por debajo del límite superior del núcleo.

39. En el proyecto de la IR deben invocarse los indicadores de la calidad y la composición química del caloportador, así como los requisitos a los medios para su mantenimiento durante la explotación, entre otras cosas, incluidos los medios de purificación del caloportador desde productos radiactivos de la fisión y la corrosión.

40. En el proyecto de la IR deben definir medidas para eliminar el hidrógeno de los sistemas y componentes, que precautelan la formación de la mezcla de cascabel y los medios de su detección. En los casos previstos en el proyecto de la IR, se deben utilizar los medios técnicos para detectar e indicar concentraciones peligrosas de hidrógeno.

Gestión de la instalación de propulsión atómica de la embarcación.

Requisitos generales

41. El sistema de gestión de la IPA, compuesto por el SGOR y SGS, debe estar integrado en la IPA.

42. El sistema de gestión de la IPA debe garantizar el control continuo del estado de los sistemas y componentes de la IPA y la gestión segura de los medios técnicos de la IR en todos los modos de operación, independientemente de la posición de los órganos de gestión del sistema.

43. El SGOR debe garantizar la gestión por los procesos en todos los modos de operación de la IPA, respetando los indicadores de la calidad, fiabilidad y las características metrológicas establecidas en el proyecto de la IPA.

El sistema de gestión de la IPA debe garantizar el control del estado técnico y la administración segura de los medios técnicos de la IR en todos los modos de operación.

44. El SGU debe desempeñar sus funciones automáticamente cuando se produzcan los condicionantes previstos en el proyecto la IR.

45. Si el sistema de control y protección de la IR combina las funciones del SGOR y el SGS, entonces, su composición, estructura, características y orden de funcionamiento se deben justificar en el proyecto de la IPA y presentar en la IJS.

El SGOR y el SGS deben diseñarse de manera que puedan identificar los sucesos iniciadores de los accidentes originales, establecer los algoritmos reales de funcionamiento de los componentes y sistemas de la IR, importantes para la seguridad tecnológica, desviaciones de los algoritmos rutinarios y las acciones del personal operacional en tales desviaciones.

Se debe proporcionar el diagnóstico del SGOR y del SGS.

El proyecto de la IR debería incluir:

capacidad del reactor admisible en función de la funcionalidad del SGOR en caso de pérdida parcial de funciones;

condicionantes de la salida en la reparación del SGOR y del SGS con sus partes.

46. El control por el reactor y por los medios técnicos deben realizarse a través del PCG, equipado con teléfono y altavoz con la sala del reactor (el local) y con otros compartimientos (los locales). La observación por la sala de reactor debe proporcionarse mediante un sistema de videovigilancia desde la sala de control y, visualmente, desde el puesto de control de la reparación (si está disponible).

47. Si no se puede controlar con la PCG, entonces, debe haber un PEU en el que las líneas independientes (cables), como mínimo, se deriven:

al botón de FZ;

alarma de las posiciones inferiores de los dispositivos de control de impacto en la reactividad;

al menos dos dispositivos de control del estado de la IR;

control de los sistemas de enfriamiento de emergencia del reactor.

48. Debe suprimirse la posibilidad de que las cadenas de gestión y control de la IPA, el PCG principal y el PEU se bloqueen por una razón común, teniendo en cuenta los eventos iniciadores del proyecto de la IPA, así como se excluyen la posibilidad de controlar simultáneamente los puestos de control principales y de emergencia.

49. El proyecto del SGI MT debe contener un análisis de:

reacciones de los sistemas de control a los impactos externos e internos (incendios, inundaciones, interferencias electromagnéticas);

las reacciones de los sistemas a posibles fallos (cortocircuitos, pérdida de calidad de aislamiento, caída de tensión, respuestas falsas, atasco de dispositivos de control, pérdida de control);

reacciones de los sistemas de control a las fallas de sus componentes;

fiabilidad del software;

sostenibilidad de los circuitos de gestión y regulación;

soluciones técnicas que excluyen la entrada no autorizada de reactividad positiva y el bloqueo de señales de la PA no previstas por los proyectos de la IR y la IPA;

decisiones técnicas sobre la prevención de las acciones erróneas del personal y la limitación de las consecuencias de tales acciones;

funcionalidad o tiempo de conservación funcionalidad de los sistemas de control en los impactos extremos (fuego, vapor, inundación, aumento de la presión interior en un local);

carga de información sobre el operador;

y también el análisis cuantitativo de la confiabilidad de las acciones de el SGOR y del SGS.

El análisis de las reacciones de los sistemas de gestión debe demostrar que no hay reacciones PELIGROSAS para la IR. En el caso, si en el proceso de explotación se detectan reacciones peligrosas para la IR, entonces, el reactor se deberá a trasponer a un estado subcrítico, se tomarán medidas para eliminarlas y modificarlo en consecuencia en el proyecto de la IR.

50. En el proyecto de la IR se debe presentar y fundamentar el procedimiento para determinar la potencia real del reactor, indicar las falencias admisibles y reales de su definición, los requisitos de la clase de precisión de los instrumentos de medición de potencia. Debe presentarse un procedimiento para establecer la conformidad entre la potencia de neutrones y el calor.

51. Las características técnicas deben ser tales que se excluya la posibilidad de:

extracción simultánea de los dispositivos de control de impacto en la reactividad en un número superior al valor del proyecto;

la elevación no autorizada de los dispositivos de control de impacto a la reactividad de más de los valores definidos en el proyecto la IR.

52. En el proyecto de la IPA se deben invocar las siguientes listas de la IPA y el SIS:

la lista de parámetros controlados;

la lista de equipos de control remoto;

lista de algoritmos de control.

53. En el proyecto de la IPA deberían justificarse y en el IJS presentarse las listas de bloqueos y protecciones de medios técnicos de la IPA, así como los requisitos técnicos a los condicionantes de su respuesta.

54. Los sistemas de gestión de la IPA y los sistemas de seguridad tecnológica de la IPA deben tener dispositivos que formen las siguientes señales de:

alerta de emergencia (alarma de sonido) en los casos previstos en el proyecto la IR;

emergencia (luz y sonido) al alcanzar los parámetros de los valores predefinidos y los condicionantes de la respuesta de la PE;

advertencia (luz y sonido) en el caso de incumplimiento de los límites operativos y/o condicionantes;

información sobre la situación de los dispositivos de control del SCP, la presencia de la tensión en los circuitos de la alimentación eléctrica, el estado de los medios técnicos.

El volumen y el naturaleza de la alarma deben determinarse en el proyecto de la IPA.

55. Para los parámetros ajustables y controlados en el proyecto de la IPA deben justificarse y en el IJS presentarse los rangos y las velocidades de su cambio en la operación rutinaria, funcionamiento anormal, incluyendo los accidentes dentro de la base del diseño.

56. Los dispositivos de control de la influencia sobre la reactividad antes del arranque del reactor deben ser encontrados en el estado, determinado en el proyecto de la IR.

57. Los accionamientos de los dispositivos de control de impacto en la reactividad deben tener punteros de posición intermedia, señales de posición final y interruptores de límite activados por los órganos de trabajo. La renuncia a la instalación de los indicadores de posición intermedia para los dispositivos de control de la PE debe justificarse en el proyecto de la IR.

58. En el proyecto de la IR deben justificarse y en el RJS presentarse los condicionantes de funcionamiento seguras durante los ensayos, la sustitución y la retirada a reparación de los dispositivos de control de los efectos sobre la reactividad, los mecanismos accionados del SCP y otros medios de efecto sobre la reactividad.

59. El SGOR debe asegurar un diagnóstico automático y/o automatizado del estado y los modos de explotación, entre otras cosas, incluidos los medios técnicos y programáticos del sistema de instrumentación y control. Las fallas en los medios técnicos y de software y los daños en los sistemas de gestión deben invocar a aparición de los señales del PCG y provocar acciones para garantizar la seguridad tecnológica de la IPA.

60. El sistema de control debe incluir medios independientes de grabación y almacenamiento de información (la" Caja negra") necesaria para investigar las causas de los accidentes (identificación de los sucesos iniciadoras de los accidentes, los parámetros reales y los algoritmos de funcionamiento de los sistemas de la IR, relevantes para la seguridad tecnológica, las desviaciones de los algoritmos de diseño de las acciones del personal operativo, el estado de los medios técnicos, los parámetros de la situación de radiación las negociaciones del personal). Estos medios deben estar protegidos contra el acceso no autorizado y mantener su funcionalidad en condicionantes de accidentes de diseño y los de fuera del diseño. La cantidad de información registrada y almacenada se basa en el proyecto de la IR.

61. Todos los sistemas de gestión automática de la IPA antes de la entrega a la embarcación deben someterse a pruebas completas que permitan la verificación de la ejecución de todos los algoritmos, con sujeción a la interacción de los sistemas apartados, utilizando el modelo matemático de la IPA.

Los requisitos pertinentes deben ser traspasados en el programa de pruebas de aceptación de los sistemas de gestión de la IPA.

Los componentes del SGOR, y el SGS deben pasar el peritaje metrológica.

Requisitos para los sistemas de gestión de la operación rutinaria de
 las instalaciones nucleares de energía de las embarcaciones

62. El SGOR arranca estructuralmente el sistema de instrumentación y control de la IPA, que asegura la gestión por los equipos de proceso, y una parte de la SCP, que garantiza la gestión por la reactividad en todos los modos de funcionamiento normal y de funcionamiento anormal, incluidas las situaciones preliminares de emergencia.

63. En el proyecto la IR se deben establecer y determinar métodos y procedimientos para la calibración de los canales de control con la periodicidad establecida en el proceso de la operación de la IPA.

64. En el SGOR de la IPA debe ser especificada el sistema de respaldo de información para el operador. La composición de dicho sistema y el volumen de apoyo de información del operador se basa en el Proyecto de la IPA y se presenta en el RJS.

65. Las organizaciones de construcción naval y organizaciones de operación deben adoptar medidas organizativas y/o medios técnicas que excluyan el acceso no autorizado al SGOR de la IPA.

66. En el proyecto de la IR se debe invocar y fundamentar la composición, la estructura, las características principales, el número, la ubicación de los dispositivos de control y los mecanismos accionados del SGOR. El número de accionamientos de los dispositivos de control y los mecanismos accionados del SGOR, su eficacia, la coherencia y la velocidad de movimiento, el orden de su trabajo deben estar justificadas en la documentación de diseño de la IR y se presentan en el RJS.

Para controlar la densidad del flujo de neutrones, la IR debe estar equipado con canales de control que, en todo el rango de variación de la densidad del flujo de neutrones en el núcleo de 10-7 a 120% del valor nominal, deben proporcionar un control, como mínimo:

dos canales independientes de control de densidad de flujo de neutrones con dispositivos de visualización;

dos canales independientes de control de velocidad de cambio de densidad de flujo de neutrones (período de duplicación de potencia) con dispositivos de visualización.

67. Por medios técnicos, la velocidad media de la introducción de la reactividad positiva en el modo de paso del removimiento a través de un dispositivo de control (grupo de órganos de trabajo) del SCP no es superior a 0,07 / c ( es la proporción efectiva de neutrones retardados). El removimiento paso a paso del dispositivo de control del SCP debe garantizar una alternancia entre el aumento de la reactividad y la terminación automática del aumento de la reactividad, seguido de una pausa.

68. Para los dispositivos de control de SCP con una eficiencia superior a 0,7 el aumento de la reactividad, a partir de la subcriticidad 3, debe ser gradual, con un valor de paso de no más de 0,3.

69. El proyecto la IR debe tener un dispositivo de grabación para inscripción en registro de la reactividad durante las mediciones físicas de neutrones.

70. En el caso de la separación del rango de control de densidad de flujo de neutrones se segrega en varios sub rangos, debe haber superposición de sub rangos al menos dentro del mismo límite en unidades de medida de densidad de flujo de neutrones y conmutación automática de sub rangos.

71. En el proyecto de la IR debe justificarse y en el RJS se muestra la admisibilidad de la unión las partes de medición de los canales de control del nivel de densidad de flujo de neutrones con las partes de medición de los canales de control de la velocidad del cambio de la densidad de flujo de neutrones.

72. Si los canales de control de densidad de flujo de neutrones especificados en el párrafo 68 del presente Reglamento no controlan la densidad de flujo de neutrones en la primera carga del núcleo, entonces, el reactor debe estar equipado con un sistema de control del nivel de la densidad de flujo de neutrones adicional. Este sistema puede ser desmontable, instalado durante períodos de carga y trasbordo del núcleo, y debe incluir al menos dos canales independientes de control de densidad de flujo de neutrones con dispositivos de visualización y grabación.

Los canales de control de la reactividad deben estar equipados con medios automáticos de la verificación de funcionalidad y alarmas de fallos.

73. Para el control de los cambios de la capacidad de reacción, en el proyecto de la IR debe ser previsto un medidor de reactividad con sensores, dispositivos de visualización operativa, inscripción en registro, conmutación automática de los rangos de densidad de flujo de neutrones y reactividad. El procedimiento y la falencia de la determinación de la reactividad mediante un medidor de reactividad (número y colocación de sensores, algoritmos y constantes para el cálculo, las falencias y los rangos de control) deben justificarse en el proyecto de la IR y presentarse en el RJS.

74. El sistema de parada del reactor (que no cumple la función del núcleo) durante la operación rutinaria, funcionamiento anormal, incluso los accidentes dentro de la base de diseño, debe asegurar:

eficacia suficiente para convertir el núcleo del reactor en un estado subcrítico y mantener el estado subcrítico, con sujeción a la posible liberación de reactividad;

velocidad suficiente para convertir la zona activa del reactor en un estado subcrítico sin romper los límites de diseño del daño de las pilas (con sujeción a la acción de los sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo).

75. Si la regulación de la potencia se realiza por el regulador automático de la potencia, debe ser determinado el rango de la potencia, dentro del límite del cual se realiza la regulación. El aumento de la potencia del reactor con un período de menos de 5 segundos debe eliminarse automáticamente.

III. Requisitos para los sistemas de seguridad tecnológica de las instalaciones de energía nuclear
 de las embarcaciones

Requisitos generales para los sistemas de seguridad tecnológica de las instalaciones de energía nuclear
 de las embarcaciones

76. Los proyectos de la IR y de la IPA deben incluir sistemas de gestión, protección, localización y seguridad tecnológica de la IPA.

El SGI MT debe tener los medios de protección contra la intervención errónea en los algoritmos de software justificados en su proyecto.

77. Se debe permitir la entrada de dispositivo de control de la PE en el núcleo directamente desde la PCG y el PEU, sin pasar por los esquemas lógicos del sistema de gestión de la IPA.

78. En el vuelco de la embarcación, dispositivo de control de la PE deben ser introducidos en el núcleo, entre otras cosas, incluso en caso del corte total.

79. La subcriticidad del núcleo después de la elevación de los dispositivo de control de la PE con el resto de los dispositivo de control del SCP introducidos en el núcleo no debe ser inferior a 0,01 (Ceff 0,99) para el momento de la campaña y el estado del núcleo con el factor máximo eficaz de la reproducción.

Requisitos para los sistemas de gestión de la seguridad tecnológica de las instalaciones de energía nuclear
 de las embarcaciones

80. En los proyectos del SGI MT, la IR y la IPA deberían incluir un SGS, destinado a arrancar los sistemas de seguridad tecnológica, control y gestión por los últimos en el proceso de de las funciones especificadas.

81. La estructura, la composición, las características y el orden de funcionamiento del SGS, así como la cantidad, la eficiencia, la ubicación, la composición de los grupos, la secuencia y la velocidad de removimiento de los dispositivo de control de impacto en la reactividad, el número de sus accionamientos deben ser justificados en el proyecto de la IR y presentarse en el RJS.

82. En el proyecto de la IR debe justificarse y en el RJS se muestra que en el proceso de arranque físico se proporciona un control de la densidad del flujo de neutrones y se implementa la función del núcleo en todas las pruebas y modos que requieren la activación del núcleo con los parámetros correspondientes.

83. En el proyecto de la IR debe ser justificados y invocados procedimientos de la validación metrológica y la revisión de los canales de control de reactividad.

84. El SGS debe diseñarse para que en los primeros 10 a 30 minutos después de la aparición del señal de emergencia no sea necesario la acción del operador, manteniendo la posibilidad de su intervención en el trabajo del SGS en la lucha por la supervivencia de la embarcación. Los proyectos de la IR y de el SGI MT deben fundamentar, que la IR permanece en un estado seguro tecnológico en todas las señales de emergencia previstas en el proyecto sin intervención del operador durante el tiempo especificado.

85. El SGS debe cumplir las funciones de seguridad tecnológica previstas en el proyecto, con sujeción a la única falla de uno de sus componentes y la falla no detectable adicional (oculta) del componente no supervisado del SGS que afecta al desarrollo del accidente.

86. En el proyecto de la IR y en la instrucción de operación de la IPA se debe fundamentar y en el RJS presentar un algoritmo para la elevación segura de los dispositivo de control del núcleo (grupos de órganos de trabajo del núcleo).

87. La elevación de los dispositivos de control del núcleo debe ser excluida si hay señales de emergencia.

88. El SGS debe excluir la introducción de reactividad positiva por los medios de impacto en la reactividad cuando aparecen las señales de advertencia, cuya lista se define en el proyecto la IR.

89. En caso de fallas en el SGS de un canal de control el núcleo debe formar automáticamente una señal de emergencia de alarma de este canal de control. En el SGS se debe estipular el control automatizado de buen estado de los canales de control del núcleo. Con ello, se debe mostrar información sobre el fallo del canal o la falla del sub sistema de la formación del señal de emergencia.

90. La tolerancia y las condiciones de salida de los canales de control del núcleo, si su número es más de dos, debe justificarse en el proyecto de la IR y se muestra en el RJS (duración, valor permitido de la potencia de la IR).

91. El SGS debe tener la capacidad de verificación de la formación y el tiempo de paso de las señales de emergencia en cada uno de los canales del núcleo sin activar la protección. Durante la verificación, el número de canales de protección restantes no debe ser inferior a dos.

92. El núcleo de la IPA debería funcionar automáticamente:

cuando se alcanza el valor predefinido del núcleo por el valor de la densidad del flujo de neutrones;

cuando se alcanza el valor predefinido del núcleo por la velocidad de aumento de la densidad del flujo de neutrones (el período de duplicación de potencia en el modo de arranque del reactor);

según señales del control tecnológico;

cuando desaparece la tensión en las barras de alimentación eléctrica del SCP;

en caso de pérdida de alimentación de las cámaras ionizantes.

93. Los parámetros en la base de los cuales se deben formar las señales de emergencia, los valores predefinidos y los condicionantes de activación del núcleo, así como el intervalo de tiempo desde la formación de la señal de emergencia hasta la entrada completa de los dispositivo de control del núcleo, deben ser fundamentados en el proyecto la IPA.

94. Ajuste de emergencia durante el período de aumento de la densidad de flujo de neutrones (potencia) no debe ser inferior a 5 segundos, el ajuste de advertencia no menos 15 segundos.

95. El SGS debe asegurar una función de protección para cada parámetro tecnológico por lo menos dos canales independientes utilizando la lógica mayoritaria (si el número de canales es mayor que dos) en todo el rango de diseño del cambio de los parámetros tecnológicos de la IPA.

96. El fallo en el canal del núcleo de los componentes de visualización, inscripción en registro y diagnóstico no debe afectar a la ejecución de este canal de sus funciones de protección.

Requisitos para los sistemas de protección de seguridad de las instalaciones de energía nuclear
 en las embarcaciones

97. El SPST debe realizar una función de protección, independientemente de si hay o no una fuente de energía.

98. En el proyecto de la embarcación debe justificarse y en el RJS se demuestra que los dispositivos de control de la protección de emergencia del núcleo sin uno de los dispositivos de control más eficaces poseen:

velocidad suficiente para convertir el reactor en un estado subcrítico sin romper los límites del diseño en condiciones de desastre y accidentes base de diseño;

eficiencia, suficiente para poner el reactor en un estado sub crítico y mantenerlo en un estado sub crítico durante los accidentes base de diseño durante un tiempo suficiente para introducir en el núcleo otros dispositivos de la influencia a la reactividad.

99. Deben proporcionarse dos sistemas de parada del reactor, basados en diferentes principios para la puesta en servicio de estos sistemas.

100. El SCP del reactor debe diseñarse de tal manera que garantice la protección de emergencia del núcleo, al menos a través de los siguientes canales, que controlan la densidad del flujo de neutrones:

en el modo de arranque (hasta el 5% de la potencia nominal): al menos dos canales independientes entre sí en términos de nivel de densidad de flujo de neutrones y al menos dos canales independientes entre sí en términos de velocidad de aumento de densidad de flujo de neutrones (período de duplicación de potencia);

en el modo de energía: al menos dos canales independientes entre sí en términos del nivel de densidad del flujo de neutrones.

101. De acuerdo con la señal de la protección de emergencia, los dispositivo de control del núcleo deben activarse desde cualquier posición de trabajo o intermedia.

102. En el caso de que el “peso físico” de los dispositivos de control del núcleo sea insuficiente para el mantenimiento a largo plazo del reactor en el estado subcrítico, debe proporcionarse para conectar otro (s) sistema (s) para parar la IR con (poseer) la capacidad de absorción de neutrones suficiente para mantener el reactor en el estado subcrítico con sujeción a la posible liberación de reactividad.

103. Al combinar los medios para influir a la reactividad de las funciones de operación rutinaria y el núcleo, se debe desarrollar y fundamentar el orden de su funcionamiento, y se debe garantizar la prioridad de la función de la protección de emergencia.

104. Para el enfriamiento de emergencia de la IPA, se debe proporcionar un sistema de enfriamiento de emergencia.

La composición, estructura y características del sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo deben estar justificadas en el proyecto de la embarcación.

105. Para garantizar la eliminación del calor del núcleo en caso de accidentes coherente con una fuga del circuito del caloportador del reactor, se debe proporcionar un sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo. Al calcular el sistema de enfriamiento de emergencia, se toma una ruptura instantánea de la tubería con una sección máxima a la potencia nominal del reactor como el accidente de base de diseño máximo. Los daños a los cartuchos de combustible del núcleo no debe exceder Límites del Diseño para una explotación segura.

La composición, estructura y características de los sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo deben justificarse en el diseño de la embarcación.

106. En el proyecto de la embarcación debe incluir medidas para precautelar que el reactor pase a un estado crítico y exceda la presión permitida en el circuito del caloportador del reactor al encender y operar sistemas de enfriamiento de emergencia y enfriamiento de emergencia del núcleo del reactor.

107. La redundancia del SBST debe estar justificada en el proyecto de la embarcación y mostrarse en el RJS.

108. Los componentes del SBST deben permitir la posibilidad de verificaciones periódicas en los modos de funcionamiento normal, y debe garantizarse la preparación funcional de estos sistemas para el desempeño de las funciones de seguridad tecnológica.

Requisitos para la localización y soporte de sistemas
de seguridad tecnológica de las embarcaciones

109. Los sistemas de seguridad tecnológica de localización y garantía de la IPA deben cumplir en su totalidad sus objetivos operativos y cumplir los requisitos de los documentos normativos en el campo del uso de la energía atómica. La redundancia de estos sistemas debe estar justificada en el proyecto de la embarcación y mostrarse en el RJS.

IV. Sistema de gestión con materiales nucleares

Disposiciones Generales

110. Si hay un sistema de almacenamiento y gestión con el MN en la embarcación, que asegura la recepción del CCNI, su almacenamiento temporal, la descarga de CCI desde los núcleos del reactor y la carga del CCI en los tanques de almacenamiento, la preparación y la carga al núcleo del CCNI, la justificación de la seguridad tecnológica al gestionar con el combustible nuclear irradiado debe presentarse como parte del RJS.

111. En el RJS debe presentar los principios y criterios básicos de seguridad tecnológica nuclear implementados en el proyecto y esquema tecnológico del sistema de almacenamiento y gestión con MN, una lista de valores permisibles de los parámetros controlados del sistema en todos los modos de explotación de sus componentes, el cumplimiento de las estructuras de almacenamiento, sus sistemas(componentes) con los requisitos existentes, reglas de la seguridad tecnológica durante el almacenamiento y transporte de combustible nuclear para instalaciones de almacenamiento de clase de seguridad 3.

112. El análisis del funcionamiento del sistema de gestión con los MN, presentado al RJS debe contener:

la descripción de la operación y garantía de la seguridad tecnológica nuclear durante la operación rutinaria, funcionamiento anormal, incluidas situaciones de emergencia previa, accidentes de diseño y más allá del diseño;

la justificación de los límites y condiciones de operación para garantizar la seguridad tecnológica nuclear durante la explotación del sistema de almacenamiento y gestión con los MN. Para el SIS, debe mostrarse su integridad y la estanqueidad establecida en el proyecto bajo cargas estáticas y dinámicas en condiciones de funcionamiento normal y en situaciones de emergencia.

Almacenamiento de nuevos conjuntos de combustible

113. Si hay en la embarcación un recinto para el almacenamiento temporal del CCNI, se debe garantizar la seguridad tecnológica nuclear durante su almacenamiento, las operaciones tecnológicas para su recepción, el almacenamiento temporal, la preparación para la carga y la carga al núcleo del reactor.

La instalación de almacenamiento del CCNI debe estar equipada con medios técnicos de control de la radiación y la seguridad tecnológica nuclear.

114. Para cada tipo del CCNI, se deben indicar los valores de las características importantes para la justificación de la seguridad tecnológica nuclear y seguridad radiológica, verificadas en la estación de control de entrada, y se deben presentar los métodos y procedimientos de control de entrada.

115. La sala de almacenamiento del CCNI debe estar equipada con sistemas para garantizar un microclima determinado que cumpla con las condiciones técnicas de su almacenamiento, un sistema de desecación y un sistema de emergencia estacionario para el inicio del RNA. Las tuberías de vapor están prohibidas en el almacenamiento. Las tuberías con un medio de trabajo diferente deben tener conexiones permanentes.

116. Los dispositivos para el almacenamiento de CCNI deben asegurar la fijación de la posición de CCNI en caso de inclinaciones y asientos de la embarcación, entre otras cosas, incluso cuando se vuelca.

117. En proyecto de las plantas de energía nuclear debe determinar el número seguro de CCNI fuera de lotes de empaque, al preparar el CCNI para cargarlo al núcleo del reactor y en las estaciones de control de entrada.

118. Los lugares para el control de entrada del CCNI, preparándolos para la carga al núcleo del reactor (si está disponible en la embarcación) deben estar equipados con comunicación bidireccional de dos canales con la estación de control de trasbordo del reactor.

119. El equipo tecnológico para las operaciones de transporte y trasbordo en el almacenamiento del CCNI debe excluir los daños a los contenedores con CCNI o CCNI durante las operaciones de transporte y trasbordo.

120. El almacenamiento del CCNI debe tener comunicación bidireccional de dos canales con el centro de control central, el PEU y los puestos de control de trabajo con el CCNI en la embarcación.

121. El almacenamiento del CCNI debe estar equipado con medios técnicos para garantizar las condiciones de almacenamiento de los CCNI, que están previstos en los requisitos técnicos para ellos.

Almacenamiento de conjuntos de combustibles irradiados

122. La instalación de almacenamiento de una embarcación para CCI, si está disponible a bordo, se debe tener la protección de la radiación radioactiva, asegurando que la tasa de dosis equivalente de exposición en superficies externas no exceda reglamentos y normas sanitarias establecidas en el campo de la seguridad radiológica. Ello debe estar equipado con dispositivos para cerrar celdas individuales, secciones y todo el almacenamiento, excluyendo las aberturas no controladas cuando cambia la posición espacial de la embarcación. La capacidad de almacenamiento debe proporcionar la cantidad de diseño de trasbordos del reactor durante el hito establecida del ciclo de vida. El almacenamiento del CCI debe estar equipado con medios técnicos para almacenar el CCI desarreglados y realizar operaciones de transporte y tecnológicas con ellos.

123. El diseño de la instalación de almacenamiento del CCI debe proporcionar:

seguridad nuclear tecnológica y de radiación, excluye la aparición de la reacción en cadena autosustentable a cualquier condición de almacenamiento de CCI;

exposición del CCI durante un tiempo suficiente para reducir la radiactividad y la liberación de calor a niveles que permitan su descarga; exclusión de la posibilidad de aumentar la temperatura de las vainas de los componentes de combustible durante el almacenamiento y el rendimiento del transporte y las operaciones tecnológicas por encima de los valores de funcionamiento normal, en el funcionamiento anormal, incluidos los accidentes de base de diseño;

colocación de medios técnicos para realizar todas las operaciones tecnológicas durante la gestión con el CCI en recintos aislados;

colocación de un canal de ventilación por aspiración autónoma;

exclusión de la descarga involuntaria de sustancias radiactivas;

muestreo de aire para el análisis;

prevención de llenar la sala con agua.

124. En el sistema para eliminar el calor residual del CCI cuando se almacena en una instalación de almacenamiento, se debe proporcionar lo siguiente:

canales redundantes de disipador de calor y reposición de la pérdida de caloportador desde los circuitos del disipador de calor;

fuente de alimentación redundante de los sistemas de instrumentación y control, medios de bombeo del sistema de disipador de calor;

control automático y remoto de bombas;

el control remoto de accesorios;

la indicación del estado de los equipos técnicos en el panel de control;

la capacidad de suministrar agua de refrigeración cuando la embarcación está atracado;

el control de la radiactividad de los caloportadores en los circuitos de refrigeración con la señalización de violaciones de los límites de explotación segura;

la limpieza de circuitos de contaminación radioactiva y mecánica por medios estándar.

125. La instalación de almacenamiento de CCI debe cumplir con los requisitos de seguridad: la exposición de la radiación a la tripulación y el personal especial, el público y el medio ambiente durante la operación rutinaria y la interrupción del funcionamiento anormal hasta los accidentes de la base del diseño inclusivamente no deben invocar a un exceso de las dosis de radiación prescritas para la tripulación y el personal especial y la población, normativas para descargas y vertidos, el contenido de sustancias radiactivas en el medio ambiente.

V. Puesta en servicio de la instalación nuclear de energía de la embarcación
a la explotación

Disposiciones Generales

126. La puesta en servicio de la IPA deberá incluir:

el cierre de todos los certificados de construcción y amarre necesarios relacionados con la IPA y sistemas de seguridad tecnológica;

reclutamiento, capacitación y admisión a la aplicación de los deberes del personal del equipo de aceptación;

verificación y prueba de sistemas y componentes de la IPA, preparación del reactor, conjunto de combustible para cargar en el reactor;

carga del núcleo, el complejo de las OPN al finalizar la instalación de la cubierta del reactor, los accionamientos de los mecanismos accionados del SCP, el ajuste y la prueba de los medios técnicos de la instalación del reactor, la preparación para el arranque físico;

arranque físico del reactor;

Los PI de la IPA en el proceso de amarre de la embarcación;

pruebas de la IPA en el proceso de pruebas de mar de la embarcación;

entrega de una instalación nuclear transportable para pruebas en el lugar de explotación (para el BGF);

pruebas de una instalación nuclear transportable en el lugar de explotación (para el BGF);

pruebas de aceptación en sitio de la embarcación (en la organización de construcción naval o en el lugar de explotación);

registro de documentación técnica, operativa, organizativa y administrativa y de aceptación en sitio.

127. El comité de aceptación en sitio lleva a cabo la aceptación de la embarcación para la explotación, la verificación de la integridad de la construcción, la puesta en servicio y los ensayos integrados de todos los sistemas de la IPA.

Carga del núcleo

128. Antes de la carga del núcleo al reactor, los sistemas y componentes deben prepararse para garantizar el control del estado del reactor y el circuito de caloportador del reactor. La revisión de la disponibilidad de la instalación del reactor y las medidas de organización para la carga del núcleo debe ser realizada por la comisión de la organización de construcción naval con la participación de un representante (representantes) del departamento territorial interregional de la inspección por la seguridad nuclear tecnológica y la seguridad radiológica de la autoridad estatal reguladora de la seguridad del uso de energía atómica (en adelante el DTI).

129. La carga del núcleo se realiza sobre la causal de los resultados positivos de la verificación realizada de la disponibilidad de la organización de construcción naval, la parte material de la embarcación, el personal del equipo de transferencia, asegurando la carga, y si los siguientes documentos están disponibles:

programas de carga del núcleo;

la lista de sistemas y equipos necesarios para la carga del núcleo (aprobada por el desarrollador del proyecto de la IR);

el acto de la organización de construcción naval sobre la disponibilidad de los sistemas y equipos necesarios para llevar a cabo la carga del núcleo, la disponibilidad de documentación técnica, la preparación del personal de la tripulación de la embarcación y los servicios de la organización de construcción naval para realizar el trabajo de carga;

instrucciones de seguridad tecnológica nuclear para cargar el núcleo del reactor;

órdenes de la organización de construcción naval sobre el nombramiento de un gerente responsable para la carga del núcleo y el arranque físico del reactor nuclear, sobre la admisión del personal de turno al trabajo, incluida la participación de representantes de organizaciones externas, entre otras cosas, incluidas la OO, organizaciones del supervisor y diseñadores principales;

instrucciones sobre las acciones del personal del equipo de transferencia en caso de situaciones de emergencia.

Los resultados de la revisión se registran en el acto.

130. La carga del núcleo de un combustible nuclear debe llevarse a cabo de acuerdo con el programa de carga del núcleo e instrucciones para garantizar la seguridad nuclear tecnológico. El programa debe contener la información sobre las medidas de la seguridad tecnológica nuclear al cargar combustible nuclear al reactor, el procedimiento de carga y las características de los canales de control de potencia de neutrones.

131. La carga de combustible nuclear debe llevarse a cabo utilizando fuentes de neutrones introducidas en el núcleo, instaladas de manera segura en la posición inferior de los dispositivos de control del SCP, que aseguren que la subcriticidad del reactor no sea inferior a 0,02, cuando se controla el flujo de neutrones a través de al menos dos canales de control independientes.

El arranque físico del reactor

132. La revisión de la disponibilidad de la IR al arranque físico del reactor debe realizarse por comisión de la organización de construcción naval con la participación de un representante del DTI.

133. El arranque físico del reactor se realiza sobre causales de los resultados positivos de la revisión realizada de la disponibilidad de la organización de construcción naval de la embarcación, el personal del equipo de transferencia y otros trabajadores que aseguran el arranque físico del reactor.

134. Antes del comenzar del arranque físico del reactor, se deben completar las pruebas de amarre (ajuste) de los sistemas y equipos y cerrar los certificados de amarre correspondientes para:

el sistema de control radiológico;

sistema de suministro eléctrico, incluyendo respaldo y suministro de energía de emergencia;

sistema de alerta de emergencia;

sistema de extinción de fuego;

sala de inspección sanitaria;

sistemas de ventilación de la zona controlada;

la comunicación telefónica y altavoz.

La disponibilidad de los sistemas y equipos para el arranque físico se confirmará y se preparará la siguiente documentación:

programa de arranque físico;

el procedimiento de realizar un arranque físico;

manual de seguridad tecnológica nuclear durante el arranque físico;

manual de operación de la IPA;

la lista de sistemas y equipos necesarios para el arranque físico (aprobado por el desarrollador del proyecto la IR);

instrucciones sobre las acciones del personal del equipo de transferencia en caso de situaciones de emergencia;

documentación técnica de la IPA, incluyendo descripciones de equipos y el SIS;

documentación operativa (plantilla de registros operativos, plantilla de ordenes, registros operativos).

Las órdenes de la organización de construcción naval en el nombramiento y admisión deben ser aprobadas:

el jefe del arranque físico y su suplente;

al trabajo del personal del equipo de transferencia, incluida la participación de representantes de organizaciones externas, entre otras cosas, incluidas la OO, organizaciones del supervisor y diseñadores principales;

físicos de servicio (los representantes del desarrollador del proyecto de la instalación del reactor y la organización del líder científico pueden participar como el gerente responsable y los físicos de servicio después de la autorización de la organización de construcción naval para los deberes).

Debe ser aprobado:

protocolos para pasar los exámenes de admisión del personal del equipo de transferencia a la gestión del reactor;

descripciones de trabajo del personal del equipo de transferencia;

una disposición que define los deberes del jefe del arranque físico y su suplente;

la ley sobre la implementación del ejercicio para revisión de la disponibilidad de la organización de construcción naval a la implementación de medidas para la protección a los trabajadores (personal) en caso de un accidente nuclear y de radiación, indicando los resultados obtenidos.

135. Al inicio del arranque físico, se deben redactar certificados de disponibilidad o certificados de construcción para los siguientes equipos y sistemas:

reactor con un núcleo;

sistema del circuito de la caloportador de la reactor de la IPA;

sistemas de instrumentación y control, sistemas de seguridad tecnológica (el SCP, sistema de enfriamiento de emergencia del reactor);

fuente de neutrones de inicio (en su ausencia en la composición del núcleo);

equipo de arranque adicional (si es necesario);

otros sistemas tecnológicos en el volumen necesario para el arranque físico del reactor.

El personal del equipo de transferencia debe respetar el procedimiento para emitir un permiso para poner un reactor en un estado crítico en la plantilla de registro de ordenes, según lo estipulado en el manual de operación de una IPA.

136. Todas las órdenes y acciones coherentes con el arranque física de un reactor nuclear deben registrarse en la plantilla de registros de ordenes y en el registro operativo de la estación de control de la IPA.

137. Los resultados del arranque físico deben registrarse en el protocolo e ingresarse en el formulario del núcleo.

Pruebas exhaustivas de una instalación de energía nuclear
 durante el amarre y las pruebas de funcionamiento de la embarcación

138. Las PI de la IPA son llevadas a cabo por una organización de construcción naval para confirmar la calidad del montaje de los sistemas y equipos de la IR, verificar su funcionalidad y la IPA en general, así como determinar las características principales de la IPA y los sistemas que les sirven para cumplir con las especificaciones contractuales (proyecto técnico, condiciones técnicas).

La verificación de la disponibilidad de la designación de las PI de la IPA debe ser realizada por la comisión de la organización de construcción naval con la participación del representante del DTI.

Las PI de la IPA se llevan a cabo sobre las causales de resultados positivos de la verificación de la disponibilidad realizada en base al análisis de los siguientes documentos:

una lista de decisiones conjuntas elaboradas en un cambio en la documentación de diseño para la IPA durante la construcción de la embarcación, con una indicación de su implementación;

programas y el cronograma para la realización de las PI de la IPA;

copias de la orden de la organización de construcción naval para realizar ensayos de amarre;

un acto de los resultados del arranque físico del reactor con los protocolos de mediciones físicas de neutrones;

el acto de la organización de construcción naval que determina la disponibilidad de la IPA y la embarcación para las pruebas de amarre, confirmado por el representante del cliente de la construcción de la embarcación.

139. En los programas de las PI de la IPA deben ser previstos las verificaciones de ejecución de todos los algoritmos de la protección de emergencia y advertencia del sistema de gestión, antes del arranque de la IPA. Los sistemas de gestión deberían proporcionar la capacidad técnica para realizar tales verificaciones.

140. Los operadores de la IPA de las embarcaciones líderes y experimentados antes de un PI deben realizar un curso de capacitación y entrenamiento en simuladores con una pantalla representativa del panel de control de la IPA, así como una verificación de la disponibilidad al finalizar el curso de entrenamiento.

141. La comisión de la organización de construcción naval debe verificar la disponibilidad de los operadores de la IPA en las embarcaciones líderes y experimentados al comienzo de la PI, con la participación de representantes de las organizaciones del supervisor de investigación, los diseñadores principales, la organización de diseño principal y el desarrollador del proyecto de la IR.

142. La organización de diseño principal y la organización del supervisor deben determinar la necesidad de un procedimiento y la posibilidad de conectar medios técnicos para inscripción en registro los parámetros de la IPA durante la PI de las embarcaciones líderes y experimentadas.

143. Al realizar la PI, se debe asegurar la redundancia de alimentación eléctrica de la IPA y la embarcación desde fuentes de energía eléctrica en tierra o instalaciones flotantes auxiliares.

144. Los resultados de la PI se registran en un acto que refleja una lista de los cambios que afectan la seguridad tecnológico en la IR. Sobre las causales de esta lista, los desarrolladores de la IR, SGI MT y la organización de diseño de cabeza, así como los resultados realizado de la PI, elaboran cambios y adiciones al RJS. El ajuste final del RJS se lleva a cabo de acuerdo con los resultados de las pruebas de aceptación en sitio de las organizaciones de construcción naval y de diseño de cabezales.

145. Garantizar la seguridad tecnológica durante el transporte de una embarcación no propulsado para pruebas en el lugar de explotación y durante las pruebas de aceptación hasta que la organización de construcción naval proporcione la firma del certificado de transferencia y aceptación de acuerdo con la documentación de diseño desarrollada por la organización de diseño matriz.

El transporte de una embarcación de no autopropulsado debe realizarse con reactores en estado subcrítico, a condición de que se asegure la evacuación de calor necesario desde el núcleo.

146. Las pruebas de la IPA durante las pruebas en el mar de la embarcación se llevan a cabo de acuerdo con los programas y procedimientos desarrollados por la organización de diseño líder, con sujeción a los requisitos para garantizar la seguridad tecnológica nuclear en todos los modos de operación.

VI. Explotación de la instalación nuclear de energía de la embarcación

147. La explotación de la IPA de una embarcación se llevará a cabo por miembros de la tripulación de al embarcación y personal especial que tiene las calificaciones necesarias y se les permite trabajar independientemente en el mantenimiento y la administración de la IPA de la embarcación.

148. La admisión de miembros de la tripulación de la embarcación y personal especial para realizar ciertos tipos de actividades se lleva a cabo si hay permisos para el derecho a trabajar en el campo del uso de la energía atómica emitido de la manera prescrita por una autoridad reguladora estatal de seguridad tecnológica para el uso de la energía atómica.

149. Se permite la primera puesta en servicio de la IPA de una embarcación, si la organización de operación tiene una licencia de operación de una instalación nuclear de energía.

150. La explotación de la IPA está permitida, si hay un lote completo de documentación de explotación, corregida de acuerdo con los resultados de la PI, las pruebas de funcionamiento y de aceptación de la embarcación. El calendario de ajuste del lote completo de documentación de explotación se indicará en el certificado de aceptación de la embarcación.

151. La explotación de la IPA se llevará a cabo de acuerdo con los requisitos de la CEF, la documentación de operación y los actos locales de la organización de operación.

152. La organización de operación, basando sobre los materiales de diseño, Requisitos Técnicos de las reglas de explotación técnica debe garantizar las verificaciones periódicas del SIS.

153. La organización de operación, con sujeción a la experiencia de explotación, desarrolla actos locales para garantizar la seguridad nuclear tecnológica al explotar la IPA.

154. Desde el momento en que el combustible se carga al reactor, el nivel de potencia del reactor, la tasa de aumento de potencia, así como la presión y la temperatura en el circuito primario, se debe realizar el control de nivel en los compensadores de presión.

155. Se permite no realizar el control del nivel de potencia y la velocidad de aumento de potencia durante la inactividad prolongada de la IR en las embarcaciones con el núcleo cargado al cumplir los siguientes condicionantes:

los trabajos que afectan el cambio en la reactividad del reactor no se realizan;

se asegura el valor del Coeficiente del reactor no es más de 0.98;

todos los dispositivo de control regulares que afectan la reactividad se introducen al núcleo y están en la posición más baja;

los accionamientos de mecanismos accionados, que ejercen influencia en la reactividad, se desactivan y se toman medidas adicionales por la exclusión del suministro no autorizado de alimentación eléctrica hacia ellos o su control manual;

el reactor está en un estado completamente expandido, humedecido y subcrítico.

156. La operación de la IR se terminará si las condiciones y límites especificados de la operación segura no se pueden cumplir.

157. Al explotar una embarcación en situaciones críticas coherentes con la amenaza de su muerte, la IPA debe explotarse con la implementación de todas las medidas técnicas y organizativas necesarias para el rescate de la tripulación, personal especial y el público.

La decisión de continuar el trabajo de la IR en tales situaciones debe tomarse de acuerdo con los deberes oficiales, con sujeción al estado de la embarcación, el riesgo potencial de radiación para la tripulación, el personal especial, el público y el medio ambiente, de acuerdo con los requisitos de la documentación de operación y las instrucciones sobre el uso de medios técnicos en un accidente.

En caso de inevitabilidad del naufragio de la embarcación, se deben tomar medidas para llevar la IR a un estado seguro.

158. Para cambiar la composición, el diseño, los parámetros de los sistemas y (o) los componentes importantes para la seguridad tecnológica, así como los límites del diseño, se debe realizar un análisis de su impacto en la seguridad tecnológica y se deben hacer cambios al proyecto y al RJS, acordados con la autoridad reguladora estatal para el uso de la energía atómica, antes de su implementación en la embarcación en la forma prescrita por los condicionantes de la acción de licencia de operación de la embarcación.

159. En el caso de la modernización (reparación) del sistema de gestión directamente en la embarcación después de la culminación de los trabajos, se deben realizar verificaciones para la implementación de todos los algoritmos de protección del sistema de gestión sin el arranque de la IPA.

160. En el proceso de la explotación de la embarcación, junto con otra documentación en la embarcación debe ser:

licencia de operación de la embarcación con la IPA;

documentación de operación para el SIS;

lista y procedimiento de verificaciones periódicas del SIS;

manual de operación de la IPA;

manual de gestión de accidentes;

descripciones de trabajo del personal de la IPA;

programas y procedimientos para realizar mediciones físicas y térmicas de neutrones durante el funcionamiento;

plantilla de registro para ordenes del ingeniero mecánico jefe;

listas de los actos reglamentarios locales existentes aprobados por la organización de operación con una indicación de su período de validez;

reglas, normas y reglamentos de seguridad tecnológica nuclear;

guía para combatir la supervivencia de la embarcación.

161. La organización de operación garantizará el control de todas las actividades importantes para la seguridad tecnológica de la IPA. Los resultados de la verificación anual de seguridad tecnológica nuclear y de radiación en el informe de seguridad de la IPA del año pasado se presentan a la autoridad reguladora de seguridad del estado para el uso de energía atómica y a la autoridad de gestión de energía atómica según lo prescrito por el CEF.

162. La tripulación y el personal especial que son responsables del mantenimiento y la gestión de la IPA de la embarcación deben recibir la aprobación para su aplicación.

163. Se considera que una IPA, parada para la clausura de explotación, está en funcionamiento hasta que se retire de los reactores y las instalaciones de almacenamiento el combustible nuclear (si están disponibles) para su disposición final.

164. Antes de la clausura de una IPA, se realiza la descarga de los núcleos de los reactores y el combustible nuclear de las instalaciones de almacenamiento.

VII. La ejecución de los trabajos potencialmente peligrosos

165. La organización de diseño de la cabeza de la embarcación debe elaborar listas del OPN y requisitos técnicos para su implementación en todas los hitos de su ciclo de vida (construcción y puesta en servicio, reparación, trasbordo del núcleo del reactor, descarga del núcleo durante la clausura).

166. En la documentación de operación para el SIS de la IPA deben enumerarse la OPN al dar servicio a estos sistemas y proporcionar orientaciones sobre las medidas de seguridad tecnológica necesarias al realizar la OPN.

167. Los requisitos técnicos para la implementación de la OPN deben indicar los métodos y medios para el control del estado del reactor durante la OPN.

168. Sobre la base de los datos iniciales emitidos por los desarrolladores de la IR y el SIS, la organización principal de diseño emite una lista única de la OPN y requisitos técnicos para su implementación.

169. La lista única de la OPN, los requisitos técnicos para su implementación se coordinan de la manera prescrita con los desarrolladores de proyectos de la IR, el SGI MT de la embarcación y la organización del supervisor.

170. La lista de la OPN durante el trasbordo y los requisitos técnicos para su implementación, especificados en la lista única de la OPN, se coordinan adicionalmente con el desarrollador del equipo de recarga, si no es el desarrollador del proyecto de la IR.

171. En una embarcación con la IPA e instalaciones de almacenamiento del CCI, está prohibido realizar más de una OPN al mismo tiempo.

172. En la sala en la que se realiza la OPN, está prohibido realizar otros trabajos.

173. Durante todo el período de la OPN, se prohíbe la presencia en la sala del reactor y las instalaciones de almacenamiento de material nuclear y la participación de personal que no esté especificado en la documentación organizativa y administrativa de la OO.

174. Sobre el inicio y el final de la OPN deben anunciarse por la transmisión del barco y debe hacerse una entrada en las plantillas operativas de registro en el puesto de control de la IPA con la fijación del estado de la IPA.

175. La OPN debe realizarse bajo los siguientes condicionantes:

La OPN es proporcionado por la lista de trabajos;

por orden del capitán de la embarcación, se nombran a un gerente de trabajo y a los ejecutantes, en los cuales hay una orden del ingeniero mecánico principal para la admisión a trabajo independiente;

los ejecutantes son instruidos sobre medidas de seguridad tecnológica, como tiene una firma personal en la plantilla de registro de información;

hay un permiso por escrito del funcionario responsable para realizar el trabajo;

hay un personal de guardia en el puesto de control de la IPA, se garantiza el control del estado del reactor de acuerdo con los requisitos técnicos para la implementación de la OPN, se garantiza el control continuo de la situación de radiación en la sala del reactor;

es asegurado el control de la implementación de la OPN por las personas responsables de la seguridad nuclear tecnológica;

se ha desarrollado un plan de medidas para la protección a los trabajadores (personal), el confinamiento y eliminación de las consecuencias del accidente;

los sistemas de seguridad tecnológica pertinentes han sido preparados para la acción;

entre la estación de control de la IPA y los recintos, donde se realiza la OPN, la comunicación bidireccional se establece a través de dos canales.

En el caso de una interrupción durante la OPN, la IPA se debe invocar a un estado seguro.

El cambio del personal en guardia al efectuar la OPN no se realiza. El cambio del personal en guardia se realiza después de la culminación del hito de trabajo u operación tecnológica estipulada por la documentación tecnológica y de explotación o el proceso tecnológico, e invoca la IPA a un estado seguro con el registro de las medidas de seguridad tecnológica específicas tomadas en la plantilla de registro operativo.

176. En caso de desviación de la tecnología de la implementación de la OPN y el surgimiento de una situación peligrosa nuclear, la conducta de la OPN debe detenerse de inmediato. La continuación de la OPN se permite después del registro de un nuevo permiso por escrito del supervisor de trabajo, después de la subsanación de la violación revelada y las causas de la situación de peligro nuclear.

VIII. El trasbordo del núcleo

177. El trasbordo del núcleo del reactor es una operación potencialmente peligrosa.

178. Para realizar un transbordo del núcleo del reactor durante el período entre las reparaciones, la documentación de operación y diseño debe contener una sección titulada "El trasbordo del núcleo durante el período entre reparaciones". La sección debe invocar:

una descripción de las características del estado de los sistemas y componentes que operan en el suministro de energía de la IPA;

el procedimiento de la evaluación de la liberación de calor residual del núcleo que se planea al trasbordo, criterios numéricos para la generación de calor, que permiten trasbordar el núcleo;

instrucciones para realizar trabajos del trasbordo del núcleo utilizando los equipos a bordo;

una lista de trabajos potencialmente peligroso nuclear y requisitos técnicos para garantizar la seguridad tecnológica nuclear en su desempeño.

179. La organización de operación organiza la preparación de la parte material y la certificación de la tripulación y el personal especial que realiza trabajos por el trasbordo del núcleo del reactor con la recepción de los permisos pertinentes por parte de los funcionarios, y notifica al DTI sobre la disponibilidad para comenzar el trabajo y el momento de su implementación.

180. Los trabajos por el trasbordo del núcleo se realizan después de verificar la disponibilidad para realizar este trabajo del DTI con la preparación del informe de revisión.

181. Para cada tipo de la IPA, se debe desarrollar y utilizar un equipo de transbordo que, junto con el diseño del reactor y del núcleo, utilizando medios técnicos (preferiblemente mecánicos) elimina la posibilidad de un accidente nuclear o de radiación durante el proceso de desmantelamiento e instalación del equipo del reactor, la descarga y la carga de combustible nuclear.

182. En los proyectos de la IPA y los equipos del trasbordo deben estar justificados y invocados a la composición de los equipos del trasbordo y los requisitos para el último, el cumplido de los cuales garantiza una manipulación segura con los conjuntos de combustible durante las operaciones del trasbordo, entre otras cosas, incluidos los fallos y daños en el equipo de trasbordo, así como el accidente posterior base de diseño de la IR.

183. En el proyecto técnico del equipo de transbordo deben ser invocados los requisitos para la instalación, explotación y revisión del equipo de transbordo, así como los requisitos de su confiabilidad.

184. Al diseñar dispositivos del trasbordo, deben preverse medidas para:

prevención de daños, deformaciones, destrucción o caída de los conjuntos de combustible, así como los esfuerzos inadmisibles aplicados a los conjuntos de combustible durante su retiro o instalación;

exclusión del sobrecalentamiento del CCI en contenedores de transbordo;

diagnóstico del equipo de trasbordo antes de cada uso;

descontaminación del equipo de manipulación antes de cada uso y después de su uso.

185. En los dispositivos de trasbordo utilizados para descargar y transportar del CCI deben ser previstos los medios para proporcionar información sobre las posiciones finales de la CCI.

186. En el proyecto de la IR, se debe definir y justificar lo siguiente:

procedimientos de realización de trasbordo;

periodicidad y tecnología del trasbordo;

medios técnicos y medidas organizativas de la seguridad tecnológica nuclear al realizar el trasbordo, incluido el control de la densidad del flujo de neutrones, de conformidad con los requisitos del capítulo III del presente Reglamento;

el estado de los sistemas importantes para la seguridad tecnológica;

tiempo de permanencia requerida para el CCI antes de la descarga;

tiempo permitido de operación con el CCI sin enfriamiento.

187. El trasbordo del núcleo del reactor debe ser implementado por el personal capacitado que use equipo reparable.

188. La tecnología y el procedimiento para llevar a cabo el trasbordo del núcleo del reactor deben ser determinados por el proceso del trasbordo coherente con los desarrolladores de la IPA y el equipo de trasbordo, y debe ser acordado por la organización de operación. Los programas de trabajo, cronogramas y cartogramas del trasbordo del núcleo deben ser preparados por la organización del trasbordo en causales del proceso tecnológico del trasbordo y la documentación del núcleo.

189. El trasbordo debe llevarse a cabo con los dispositivo de control de impacto a la reactividad completamente introducidos y bloqueados en el núcleo (excepto para la PE). La subcriticidad mínima del reactor durante el proceso del trasbordo, con sujeción a los posibles errores, debe ser de al menos 0.02.

Los condicionantes para garantizar la subcriticidad y los procedimientos de control físico de neutrones en el proceso del trasbordo deben justificarse en el proyecto técnico de la instalación del reactor.

190. Al desmontar la cubierta del reactor, el diseño del reactor debe garantizar el bloqueo de los dispositivos de control del SCP.

191. Una vez completada el trasbordo del núcleo, se deben probar los sistemas y equipos de la IPA, se deben realizar el arranque físico y las mediciones físicas de neutrones para confirmar las características del diseño y diseño del núcleo, cuyo procedimiento está determinado por los documentos de la organización de operación.

192. Los resultados del trasbordo se registran en el formulario del reactor y el formulario del núcleo.

Anexo No 1
 a los CEF
 en el campo del uso de energía atómica
 "Reglamentos de la seguridad nuclear tecnológica de las embarcaciones
y otros artefactos flotantes con reactores
nucleares", aprobados por orden
del Servicio Federal de Supervisión Ambiental,
Tecnológica y Atómica
 del 4 de septiembre de 2017. No. 352

LISTA DE ABREVIATURAS

|  |  |
| --- | --- |
| PE | es la protección de emergencia |
| SPST | son los sistemas de protección de seguridad tecnológica |
| SGI MT | es el sistema de gestión integrada de los medios técnicos |
| PI | son las pruebas integradas de la IPA |
| CCNI | es el conjunto de combustible no irradiado |
| RJS | es el informe por la justificación de la seguridad tecnológica de la instalación de propulsión atómica |
| SSST | son los sistemas de soporte de seguridad tecnológica |
| CCI | conjunto combustible irradiado |
| DCT | es el departamento de control técnico |
| PEU | es el puesto de enfriamiento de urgencia |
| OPN | son operaciones de peligro nuclear |
| BGF | es el bloque generador flotante |
| CA | componente de absorción |
| DRA | son desechos radiactivos |
| SR | son sustancias radiactivas |
| IR | es la instalación de reactor (instalación nuclear para generar el vapor) |
| SIS | - sistemas importantes para la seguridad tecnológica |
| SCP | es el sistema de control y protección |
| RNA | es la reacción nuclear autosustentable |
| CC | es el conjunto de combustible |
| CC | es el componente combustible |
| SGS | es el sistema de gestión de seguridad tecnológica |
| SGOR | es el sistema de gestión de la operación rutinaria |
| CEF | son códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica |
| PCG | es el puesto central de gestión |
| MN | son materiales nucleares |
| CN | es el combustible nuclear |
| IPA | es la instalación de propulsión atómica de una embarcación u otro artefacto flotante con el reactor nuclear |

Anexo No. 2
 a los CEF en
el campo del uso la energía atómica
 "Reglamentos de seguridad tecnológica nuclear de las embarcaciones
 y otros artefactos flotantes con
 reactores nucleares", aprobadas por la orden
 del Servicio Federal de vigilancia ambiental,
 tecnológica y atómica del
4 de septiembre de 2017. No. 352

TÉRMINOS Y DEFINICIONES

1. El núcleo es la parte del reactor que contiene combustible nuclear, moderador, veneno, caloportador y componentes estructurales, en el que tiene lugar la reacción de fisión de cadena nuclear controlada y la energía se transfiere al caloportador.

2. Sistema o componente activo es un sistema o componente, cuyo funcionamiento depende de la operación de otro sistema o componente.

3. Certificación de software es un procedimiento regulado para reconocer la posibilidad de usar el software en el área/límites de aplicación establecidos y obtener los valores de software de los parámetros calculados con un cierta falencia, lo que resulta en la emisión de un certificado (certificado de validación de software).

4. Falla segura: falla de un sistema o componente, en la cual a la IR entra en un estado seguro sin la necesidad de iniciar ninguna acción a través del SGS.

5. La puesta en servicio de una instalación nuclear es parte del hito del ciclo de vida de la embarcación, durante la cual los sistemas, equipos y la IPA en general comienzan a funcionar y se verifica su cumplimiento con el proyecto.

6. La puesta en servicio de una instalación de energía nuclear es un conjunto de medidas tecnológicas que cumplen con las instrucciones de operación del diseñador para la conversión de la IPA a su estado previsto.

7. Sistemas de protección de seguridad (componentes): sistemas de seguridad (componentes) diseñados para la aplicación de la función de prevenir o limitar el daño al combustible nuclear, revestimientos de combustible, equipos y tuberías que contienen sustancias radiactivas.

8. Pruebas exhaustivas son pruebas de los sistemas y equipos de la IPA y la IPA en general en todos los modos de diseño y niveles de potencia hasta el valor nominal, que deslindan los condicionantes y límites de la operación segura de la IPA.

9. Medidas a compensar son medidas tecnológicas y organizativas que garantizan el cumplimiento del nivel de seguridad tecnológica de la explotación de la IPA con los requisitos de diseño, al tiempo que introducen requisitos adicionales para las condiciones de operación de la IPA.

10. Aseguramiento de la seguridad tecnológica nuclear es un conjunto de soluciones de proyecto y diseño y medidas organizativas y técnicas realizadas durante la explotación de de la IPA y la gestión con materiales fisibles, excluyendo, con cierta probabilidad, un surgimiento de accidente nuclear.

11. El trasbordo del núcleo (trasbordo) son operaciones de peligro nuclear en la IPA para la extracción, carga y transferencia de conjuntos de combustible, incluyendo los trabajos acompañantes con el desmontaje y montaje de equipos de la IR.

12. Personal son miembros de la tripulación de la embarcación, así como trabajadores de la organización de operación que participan en el mantenimiento y explotación de la IPA.

13. Puesto de enfriamiento de emergencia es un área especialmente designada o recinto de la embarcación, pertrechado con equipos e instrumentos diseñados para sacar la IR y los sistemas que lo atienden cuando falla el PCG.

14. Accidente base de diseño es un accidente para el que en el proyecto se definen eventos iniciadores y estados finales y proporciona sistemas de seguridad tecnológica, que aseguran, con sujeción a un principio de la falla única en los sistemas de seguridad tecnológica o un error de personal independiente del evento iniciador, la restricción de sus consecuencias por límites establecidos para tales accidentes.

15. La vida de diseño (operación) es la duración de calendario del funcionamiento del sistema (componente) o la reanudación de la explotación hasta que el sistema (componente) pase al estado límite definido por la documentación de diseño.

16. La seguridad radiológica es la capacidad de los medios técnicos utilizados y las acciones del personal / tripulación de la embarcación durante la operación rutinaria y los accidentes garantizar que los efectos dañinos de la radiación en las personas y el medio ambiente se limiten hasta los límites establecidos.

17. Sistemas y componentes importantes para la seguridad son sistemas y componentes de seguridad tecnológica de la IPA, así como sistemas y componentes de operación rutinaria, cuyos fallos interrumpen el funcionamiento normal de la IPA o impiden al subsanado de las desviaciones de la operación rutinaria y pueden invocar a accidentes de diseño y más allá de la base de diseño.

18. Sistema de instrumentación y control es un sistema diseñado para el control y gestión por los equipos tecnológicos de una IPA y para generar señales de emergencia según los parámetros tecnológicos.

19. Sistema de control y protección es un sistema diseñado para el control y la gestión con los dispositivos de control de la influencia a la reactividad durante el funcionamiento normal y las condiciones de emergencia.

20. Estado de seguridad tecnológico nuclear es evaluación de los valores de desviación del estado normal de los sistemas y componentes durante la explotación de la IPA y durante la gestión por el MN.

21. Diagnóstico técnico es determinación del estado técnico de una instalación de energía nuclear, el SIS y sus componentes mediante el control y la predicción de este estado, la localización y las causas de la falla (mal funcionamiento).

22. Accidente muy grave son condiciones de emergencia que son más graves que el accidente de base de diseño, que causan daños importantes en el núcleo.

23. El arranque físico es el hito de puesta en servicio de la IPA, así como el proceso (operación) tecnológico durante la vida útil de la embarcación, que incluye alcanzar el estado crítico del reactor y realizar las mediciones físicas necesarias al nivel de potencia al cual la eliminación de calor del reactor se debe a pérdidas de calor natural (dispersión radiactiva).

24. Protección física son actividades en el campo del uso de la energía atómica, realizadas para prevenir el sabotaje y el robo en relación con el MN, las instalaciones nucleares y las instalaciones de almacenamiento.

25. Estación de control central es el puesto desde el cual se realiza el control automatizado y remoto de una de la IPA y el control centralizado del estado de sus sistemas y equipos durante el funcionamiento normal, funcionamiento anormal, situaciones de emergencia y accidentes.

26. Pruebas de amarre de la embarcación es una verificación completa de los sistemas y equipos de la embarcación en acción cuando está estacionada en el muelle, entre otras cosas, incluidas las pruebas sistemáticas y completas de la IPA en todos los modos operativos.

27. La explotación de una instalación de energía nuclear es una actividad dirigida a lograr de manera segura el objetivo para el cual se construyó una IPA de una embarcación u otra nave flotante con el reactor nuclear, que incluye trabajos de energía, arranques, paradas, pruebas, mantenimiento, reparaciones, conservación, trasbordo del núcleo.

28. Accidente nuclear es un accidente coherente con daños a las barras de combustible que exceden los límites establecidos de explotación y (o) la exposición de la tripulación y (o) personal especial, que excede los límites límite aceptable, causados por:

violación del control y gestión de la reacción de fisión de la cadena nuclear en el núcleo del reactor;

la ocurrencia de criticidad durante el trasbordo, transporte y almacenamiento de elementos combustibles;

violación del disipador de calor de las barras de combustible;

otras razones, que invocan daños a los componentes combustibles.

29. La seguridad nuclear tecnológica es una combinación de propiedades de la IPA, estados de instalaciones técnicas y medidas organizativas, excluyendo, con cierta probabilidad, un accidente nuclear.

30. Un reactor nuclear es parte de la IR de la embarcación, destinado a llevar a cabo una reacción de fisión de cadena nuclear controlada para generar energía térmica.