W2-6.1-100.F02, Ред. 0

|  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| **ЗАГЛАВНА СТРАНИЦА НА ДОКУМЕНТА** | | | | | | |  | | | | | |
| НОМЕР НА ДОКУМЕНТА | | | РЕДАКЦИЯ | | | СТРАНИЦА | | | ОТВОРЕНИ ПОЗИЦИИ | | | |
| APP-GW-GL-059 | | | 2 | | | Страница **1** от **267** | | |  | | | |
| СЪСТОЯНИЕ НА ДОКУМЕНТА: | | | ЦЕНТРАЛА **AP1000 -** КЛАС НА БЕЗОПАСНОСТ: **Неприложимо** | | | | | | Приемане на AP1000 от Уестингхаус Партньор по проектирането Документ от: | | | |
| СТАТУТ НА ПРЕГЛЕДА НА ЛИЦЕНЗИРАНЕ: | | | | | | | | |  | |  | | |
| КАТЕГОРИЯ ПО СЕИЗМОУСТОЙЧИВОСТ: Неприложимо | | | | | | | | |  | | **Неприложимо** | | |
| ОЦЕНКА НА ПРИЛОЖИМОСТТА: | | | | | | | | |  | |  | | |
| Отнася се за следните централи: | | | | | | | | |  | |  | | |
| Всички централи **AP1000** с изключение на : | | | | Само изброените централи: | | | | |  | (Print Full Name) | |
| Без изключения | | | |  | | | | |  |  | |
|  | (Подпис/дата) | |
|  | | | | | | | | |  | | | |
| АЛТЕРНАТИВЕН НОМЕР НА ДОКУМЕНТА: Неприложимо | | | | | | | | |  | | | |
| ЗАГЛАВИЕ: | | Оценка на проекта на централата AP1000 според стандарт за безопасност на МААЕ № SSR-2/1 (Ред. 1) - Безопасност на атомните електроцентрали: Проектиране | | | | | | | | | | |
| DCP/ADL/EDCR# ВКЛЮЧЕНА И/ИЛИ МАЛКА РЕДАКЦИЯ # СЪГЛАСУВАНА В РЕДАКЦИЯТА НА ТОЗИ ДОКУМЕНТ:  **Неприложимо** | | | | | | | | |  | | | |
| ПРИЛОЖЕНИЯ:  **Неприложимо** | | |  | | | | |  | | | | |
| ОСНОВЕН ДОКУМЕНТ: Неприложимо | | | | | | | | | | | | |
|  | **© 2023 WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC, ВСИЧКИ ПРАВА ЗАПАЗЕНИ – WESTINGHOUSE NON‑PROPRIETARY CLASS 3**  Всички документи от клас 3 изискват следните две одобрения вместо формуляр 36. | | | | | | | | | | | |
|  | ПРАВЕН ПРЕГЛЕД | | | | | | | ПОДПИС / ДАТА **(В случай, че се обработва електронно одобрение, изберете опция)** | | | | |
|  | ПАТЕНТЕН ПРЕГЛЕД | | | | | | | ПОДПИС / ДАТА | | | | |
|  | **© 2023 WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC, ВСИЧКИ ПРАВА ЗАПАЗЕНИ – WESTINGHOUSE PROPRIETARY CLASS 2** | | | | | | | | | | | |
|  | Информацията, включена в настоящия материал, е вътрешно фирмена и поверителна и не може да бъде разкривана или използвана по каквато и да е причина, освен за предвидената цел, без предварителното писмено съгласие на Westinghouse Electric Company LLC.  **\*БЕЛЕЖКА: Този избор трябва да се използва само за документи, генерирани от Уестингхаус.** | | | | | | | | | | | |
|  | **© 2023 WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC, ВСИЧКИ ПРАВА ЗАПАЗЕНИ и/или © 2023 WESTINGHOUSE AP1000 БИЗНЕС ПАРТНЬОР, ВСИЧКИ ПРАВА ЗАПАЗЕНИ СОБСТВЕНОСТ НА УЕСТИНГХАУС КЛАС 2 и/или СОБСТВЕНОСТ НА УЕСТИНГХАУС БИЗНЕС ПАРТНЬОР (ВЖ. ПРИЛОЖЕНИЯ ДОКУМЕНТ)** | | | | | | | | | | | |
|  | Информацията, включена в настоящия материал, е вътрешно фирмена и поверителна и не може да бъде разкривана или използвана по каквато и да е причина, освен за предвидената цел, без предварителното писмено съгласие на Westinghouse Electric Company LLC. | | | | | | | | | | | |
|  | **ПРЕДОСТАВЕНА ИНФОРМАЦИЯ ОТ ДОСТАВЧИК ИЛИ ТРЕТА СТРАНА – Архивиране и защита чрез политики за използване на информация за собственост на Уестингхаус Клас 2**  Информацията, включена в настоящия материал, е вътрешно фирмена и поверителна и не може да бъде разкривана или използвана по каквато и да е причина, освен за предвидената цел, без предварителното писмено съгласие на Доставчика/Третата страна. | | | | | | | | | | | |
| ПЪРВОИЗТОЧНИК(ЦИ) [W2-6.1-100.pdf](http://george.westinghousenuclear.com/work/WGMS/Documents/W2-6.1-100.pdf)  Julie Gorgemans | | | | | ПОДПИС / ДАТА **(В случай, че се обработва електронно одобрение, изберете опция)** | | | | | | | |
| ПРЕГЛЕДАЛ(И) [[W2-6.1-100.pdf](http://george.westinghousenuclear.com/work/WGMS/Documents/W2-6.1-100.pdf)](http://george.westinghousenuclear.com/company/doingbiz/quality/level2/Documents/E6_WEC.pdf)  Bryan N. Friedman | | | | | ПОДПИС / ДАТА | | | | | | | |
| ПРОВЕРИЛ(И)  Вижте списъка за преглед на документа | | | | | ПОДПИС / ДАТА | | | Метод на проверка: Независим преглед | | | | |
|  | | | | |
| ОТГОВОРЕН МЕНИДЖЪР\* [[W2-6.1-100.pdf](http://george.westinghousenuclear.com/work/WGMS/Documents/W2-6.1-100.pdf)](http://george.westinghousenuclear.com/company/doingbiz/quality/level2/Documents/E6_WEC.pdf)  Edward L. Schmiech | | | | | ПОДПИС / ДАТА | | | | | | | |
| *\*Одобрението от страна на отговорния ръководител означава, че документът и всички необходими прегледи са завършени, определен е съответният клас на собственост, електронният файл е предоставен на PRIME и документът е освободен за използване.*  *Този документ може да съдържа технически данни, предмет на законите за контрол на износа на Съединените щати. В случай, че този документ съдържа такава информация, приемането на този документ от Получателя представлява съгласие, че тази информация под формата на документ (или друг носител), включително всички прикачени файлове и приложения към него, няма да бъде изнасяна, освобождавана или разкривана на чуждестранни лица независимо дали в Съединените щати или в чужбина от получател, освен в съответствие с всички разпоредби за контрол на износа на САЩ. Получателят включва това известие с всяка възпроизведена или извадена част от този документ или всеки документ, получен от, базиран, включващ, използващ или разчитащ на информацията, съдържаща се в настоящия документ.* | | | | | | | | | | | | |

Съдържание

[1.0 Въведение 3](#_Toc155801208)

[2.0 Основни моменти от резултатите и заключенията 10](#_Toc155801209)

[3.0 Референции 12](#_Toc155801210)

[4.0 Акроними 14](#_Toc155801211)

[5.0 Приложения на ключови дефиниции на МААЕ към проекта на централата AP1000 17](#_Toc155801212)

[6.0 Оценка на съответствието на проекта на централата AP1000 24](#_Toc155801213)

**Търговски марки:**

AP1000 е търговска марка или регистрирана търговска марка на Westinghouse Electric Company LLC, нейни филиали и/или дъщерни дружества в Съединените американски щати и може да бъде регистрирана в други страни по света. Всички права запазени. Неразрешеното използване е строго забранено.

Inconel е търговска марка или регистрирана търговска марка на нейния собственик. Други имена може да са търговски марки на съответните им собственици.

1.0 Въведение

Стандартите за безопасност на Международната агенция за атомна енергия (МААЕ) установяват основните принципи, изисквания и мерки за безопасност, за да се контролира радиационното облъчване на хората и изпускането на радиоактивни материали в околната среда, да се ограничи вероятността от събития, които могат да доведат до загуба на контрол върху активната зона на ядрен реактор, ядрена верижна реакция, радиоактивен източник или друг източник на радиация, и да се смекчат последиците от такива събития, ако те настъпят. Стандартите се прилагат за съоръжения и дейности, които пораждат радиационни рискове, включително ядрени инсталации, използване на радиация и радиоактивни източници, транспортиране на радиоактивни материали и управление на радиоактивни отпадъци.

Стандартите за безопасност на МААЕ отразяват международния консенсус относно това какво представлява високото ниво на безопасност за защита на хората и околната среда от вредните ефекти на йонизиращото лъчение. Въпросите в серията стандарти за безопасност на МААЕ са разделени на три категории:

1. **Основи на безопасността** - представят основните цели и принципи на безопасността и защитата и осигуряват основата за изискванията за безопасност
2. **Изисквания за безопасност** - установяват изискванията, които трябва да бъдат изпълнени, за да се гарантира защитата на хората и околната среда, както сега, така и в бъдеще. Изискванията се ръководят от целите и принципите на Основите на безопасността.
3. **Ръководства за безопасност -** предоставят препоръки и насоки за това как да се спазват изискванията за безопасност, като показват международен консенсус за това, че е необходимо да се предприемат препоръчаните мерки (или еквивалентни алтернативни мерки). Ръководствата за безопасност представят добрите международни практики и все повече отразяват най-добрите практики, за да помогнат на потребителите, които се стремят да постигнат високи нива на безопасност. Препоръките, предоставени в Ръководствата за безопасност, са изразени като изявления „трябва“.

Стандарт за безопасност № SSR-2/1 на МААЕ включва следните раздели и изисквания:

ВЪВЕДЕНИЕ

ПРИЛАГАНЕ НА ПРИНЦИПИТЕ И КОНЦЕПЦИИТЕ ЗА БЕЗОПАСНОСТ

УПРАВЛЕНИЕ НА БЕЗОПАСНОСТТА ПРИ ПРОЕКТИРАНЕТО

Изискване 1: Отговорности при управлението на безопасността при проектирането на централата

Изискване 2: Система за управление на проектирането на централата

Изискване 3: Безопасност на проекта на централата през целия й експлоатационен период

ОСНОВНИ ТЕХНИЧЕСКИ ИЗИСКВАНИЯ

Изискване 4: Основни функции за безопасност

Изискване 5: Радиационна защита при проектиране

Изискване 6: Проектиране на ядрена електроцентрала

Изискване 7: Прилагане на ешелонирана защита

Изискване 8: Връзки на безопасността със сигурността и предпазните мерки

Изискване 9: Доказани инженерни практики

Изискване 10: Оценка на безопасността

Изискване 11: Осигуряване на строителство

Изискване 12: Характеристики за улесняване на управлението на радиоактивни отпадъци и извеждането от експлоатация

ОБЩО ПРОЕКТИРАНЕ НА ЦЕНТРАЛАТА

Изискване 13: Категории състояния на централата

Изискване 14: Проектна основа за елементи, важни за безопасността

Изискване 15: Проектни ограничения

Изискване 16: Постулирани изходни събития

Изискване 17: Вътрешни и външни опасности

Изискване 18: Правила за инженерно проектиране

Изискване 19: Проектни аварии

Изискване 20: Надпроектни аварийни състояния

Изискване 21: Физическо разделяне и независимост на системите за безопасност

Изискване 22: Класификация по безопасност

Изискване 23: Надеждност на елементите, важни за безопасността

Изискване 24: Обща причина за откази

Изискване 25: Критерий за единичен отказ

Изискване 26: Без откази при проектирането

Изискване 27: Поддържащи обслужващи системи (Системи поддържащи обслужването)

Изискване 28: Експлоатационни ограничения и условия за безопасна работа

Изискване 29: Калибриране, изпитване, поддръжка, ремонт, замяна, проверка и наблюдение на елементи, важни за безопасността

Изискване 30: Квалификация на елементите, важни за безопасността

Изискване 31: Управление на стареенето

Изискване 32: Проект за оптимална работа на оператора

Изискване 33: Системи за безопасност и характеристики за безопасност при условия на надпроектни аварийни състояния на блокове в ядрена електроцентрала с няколко блока

Изискване 34: Системи, съдържащи делящи се материали или радиоактивен материал

Изискване 35: Ядрени електроцентрали, използвани за комбинирано производство на топлинна и електрическа енергия, производство на топлина или обезсоляване на вода

Изискване 36: Пътища за евакуация от централата

Изискване 37: Комуникационни системи в централата

Изискване 38: Контрол на достъпа до централата

Изискване 39: Предотвратяване на неразрешен достъп до или намеса в елементи, важни за безопасността

Изискване 40: Предотвратяване на вредни взаимодействия на системи, важни за безопасността

Изискване 41: Взаимодействие между електрическата мрежа и централата

Изискване 42: Анализ на безопасността на проекта на централата

ПРОЕКТИРАНЕ НА СПЕЦИФИЧНИ СИСТЕМИ В ЦЕНТРАЛАТА

Активна зона на реактора и свързани с нея характеристики

Изискване 43: Работни характеристики на горивните елементи и касети

Изискване 44: Конструктивни възможности на активната зона на реактора

Изискване 45: Управление на активната зона на реактора

Изискване 46: Изключване на реактора

Изискване 47: Проектиране на системите за охлаждане на реактора

Изискване 48: Защита от превишаване на налягането на границата на охлаждащата система под налягане на реактора

Изискване 49: Описание и контрол на охлаждащата система на реактора

Изискване 50: Пречистване на охлаждащата система на реактора

Изискване 51: Отвеждане на остатъчната топлина от активната зона на реактора

Изискване 52: Аварийно охлаждане на активната зона на реактора

Изискване 53: Пренос на топлина към краен охладител

Изискване 54: Система на херметичната конструкция на реактора

Изискване 55: Контрол на радиоактивните изхвърляния от защитната херметична конструкция (контеймънт)

Изискване 56: Изолиране на защитната конструкция (контеймънт)

Изискване 57: Достъп до защитната херметична конструкция (контеймънт)

Изискване 58: Контрол на условията в защитната херметична конструкция (контеймънт)

Изискване 59: Осигуряване на апаратура

Изискване 60: Системи за управление

Изискване 61: Система за защита

Изискване 62: Надеждност и възможност за изпитване на системи за контролно-измервателни прибори и автоматика

Изискване 63: Използване на компютърно базирано оборудване в системи, важни за безопасността

Изискване 64: Разделяне на системите за защита и системите за управление

Изискване 65: Блочен щит за управление

Изискване 66: Допълнителен щит за управление

Изискване 67: Съоръжения за аварийно реагиране на площадката

Изискване 68: Проектиране за устойчивост при загуба на захранване извън площадката

Изискване 69: Ефективност на поддържащи и спомагателни системи

Изискване 70: Системи за пренос на топлина

Изискване 71: Системи за технологично вземане на проби и системи за вземане на проби след авария

Изискване 72: Системи за сгъстен въздух

Изискване 73: Климатични и вентилационни системи

Изискване 74: Система за противопожарна защита

Изискване 75: Системи за осветление

Изискване 76: Подемно оборудване

Изискване 77: Система за подаване на пара, система за захранване с вода и турбинни генератори

Изискване 78: Системи за третиране и контрол на отпадъци

Изискване 79: Системи за пречистване и контрол на отпадни води

Изискване 80: Системи за управление и съхранение на гориво

Изискване 81: Проектиране за радиационна защита

Изискване 82: Средства за радиационен мониторинг

Целта на този доклад е да се оцени проектът на централата **AP1000®** спрямо Стандарта за безопасност на МААЕ № SSR-2/1 Ред. 1 [1], който беше публикуван през 2016 г. и включва поуките от събитието във Фукушима.

Централата AP1000 е 1100 MWe реактор с вода под налягане (PWR) с пасивни характеристики за безопасност и значителни оптимизации на съоръжението, които подобряват конструкцията, експлоатацията, поддръжката и безопасността. Един от ключовите подходи при проектирането на централата AP1000 е използването на пасивни функции за смекчаване на проектните аварии. В допълнение към резервирането, тези характеристики включват диверсификация, основана на възгледа на вероятностната оценка на риска , наричан още вероятностен анализ на безопасността или ВАБ. Активните характеристики на дълбоко ешелонираната защита (ДЕЗ) осигуряват защита на инвестициите, намаляват изискванията към пасивните функции и поддържат настъпателните цели на ВАБ. Пасивните функции са класифицирани като безопасни в Съединените щати (САЩ). Активните характеристики на дълбоко ешелонираната защита са класифицирани като клас D за централата **AP1000**, т.е. като не безопасни (с допълнителни изисквания) в САЩ. Класът D на централата **AP1000** съответства на по-ниските класове на безопасност в европейската схема за класификация (клас на безопасност 2 в Обединеното кралство, функции F2 по Изисквания на европейските експлоатиращи организации за АЕЦ с леководни реактори [EUR]) и отговаря на съответните изисквания за проектиране и осигуряване на качеството. За по-подробно обсъждане на класификацията на безопасността вижте също раздел 5.0.

В централата **AP1000** е използван подход на стандартизация, който заедно с нивото на безопасност, достигнато чрез пасивните безопастностни характеристики, води като резултат до проект на централата с възможност за приложение без съществени промени в различни географски региони с различни регулаторни стандарти и очаквания за АЕЦ с леководни реактори..

Централата AP1000 е проектирана така, че да постигне високи показатели за безопасност и ефективност. Тя консервативно произтича от доказаната технология PWR, но с акцент върху функциите за безопасност, които разчитат на природните сили и взаимодействия. В съответствие със сегашната практика, системите на дълбоко ешелонираната защита се използват като първо ниво на защита срещу по-вероятни събития. Като второ ниво на защита централата **AP1000** използва пасивни системи за безопасност, за да повиши допълнително безопасността на централата и да удовлетвори изискванията за АЕЦ с леководни реактори (напр. EUR, Научноизследователски институт по енергетика [НИИЕ] Документ с изисквания към АЕЦ с леководни реактори [URD]). Системите за безопасност използват естествени движещи сили, като газ под налягане, гравитационен поток, поток с естествена циркулация и конвекция. Системите за безопасност не използват активни компоненти (като помпи, вентилатори или дизелови генератори) и са проектирани да функционират без поддържащи системи за безопасност (като например захранване с променлив ток (AC); вода за охлаждане на компонентите; вода за обслужване; отопление, вентилация и климатизация (ОВиК)). Броят и сложността на действията на оператора, изискващи управление на системите за безопасност, са сведени до минимум; подходът е да се елиминират действията на оператора, а не да се автоматизират.

Централата **AP1000** е проектирана така, че да отгоя на детерминистичните критерии за безопасност на Комисията за ядрено регулиране на САЩ (US NRC) и на вероятностните критерии за безопасност с големи запаси. Анализите на безопасността са завършени и документирани в лицензионните документи на САЩ, разгледани от NRC на САЩ (документа за контрол на проектирането [ДКП] [2] и ВАБ [4]). Обширната програма за тестване на централата **AP600** , която е приложима към проекта на централата **AP1000** , проверява, дали иновативните характеристики на централата ще се изпълняват както са проектирани и анализирани. Резултатите от ВАБ (Вероятностен Анализ на Риска) показват много ниска степен на повреда на активната зона и честота на големи изхвърляния, които отговарят на целите, установени за проектите на усъвършенствани реактори. Честотата на повреждане на активната зона, разглеждайки вътрешни, събития, катопожар и наводняване по време на работа на мощност и при спиране от експроатация, е около 5E‑7/год. Честотата на големите изхвърляния за същите събития е около 6E-8/год. Този много нисък риск е резултат от характеристиките на проекта за безопасност на централата **AP1000** (прости пасивни характеристики за безопасност и активни характеристики на дълбоко ешелонираната защита), както и от използването на ВАБ по време на целия процес на проектиране, като се започне от началната фаза. Освен това в централата **AP1000** внимателно са оценени и разгледани явленията, свързани с тежки аварии; ключова характеристика на проекта на централата **AP1000** за справяне с тежка авария е задържането на разтопената активна зона в корпуса. Тази функция осигурява стабилно, надеждно и просто средство за предотвратяване разтопената активна зона да доведе до повреда на защитната конструкция (контеймънт)конструкция (контаймент) на реактора.

Това е стандартизиран проект на централата **AP1000**, който използва консервативни, гранични параметри на площадката (температури, скорости на вятъра и сеизмични нива), постига много високо ниво на безопасност и включва експлоатационните изисквания за АЕЦ с леководни реактори. Като резултат, това е проект на централа, който може да се прилага в различни географски региони по света с различни регулаторни стандарти и очаквания за АЕЦ с леководни реактори без съществени промени.

Проектът на централа **AP1000** осигурява също така адекватна защита на общественото здраве и безопасност по отношение на въздействието на въздухоплавателни средства. След сблъсък със самолет централата **AP1000** е в състояние да поддържа адекватно охлаждане на активната зона, целостта на защитната конструкция (контеймънт)конструкция (контаймент), целостта на басейна за отлежаване на горивните касети и охлаждането на отработеното гориво.

Пълният списък на използваните за извършване на оценката референции е представен в раздел 3.0 от настоящия доклад, а в раздел 4.0 е представен пълен списък на използваните в документа съкращения и търговски марки. Ключови дефиниции на МААЕ се прилагат към проекта на централата **AP1000** в раздел 5.0 в подкрепа на оценката на съответствието, представена в раздел 6.0 параграф по параграф,.

2.0 Основни моменти от резултатите и заключенията

Пасивният проект на централата **AP1000** представлява значително подобрение в сравнение с конвенционалните реактори PWR и е разработен въз основа на фундаменталните принципи на проектиране - безопасност, опростяване и стандартизация. Разработването на концепцията за безопасност на централата **AP1000**, основана на пасивни системи, позволява пълноценно използване на предимствата на тезифундаментални принципи на проектиране. Възприемането на пасивните системи като основно средство за осигуряване на функциите за безопасност, съчетано с надеждни активни системи за дълбоко ешелонирана защита, постига както несравнимо ниво на безопасност, така и оптимизирана подкрепа за защита на инвестициите. Активните системи на дълбоко ешелонираната защита са ефективни при минимизиране на необходимостта от пасивни системи при по-чести постулирани повреди, като по този начин осигуряват стабилно и непрекъснато производство на електроенергия.

Резултатите от оценката показват, че проектът на централата **AP1000** напълно отговаря на изискванията на стандарт № SSR-2/1 Ред. 1 на МААЕ по отношение на безопасността на атомните електроцентрали.

Проектът на централата **AP1000** също беше обстойно прегледан:

* През май 2007 г. проектът на централата **AP1000** получи сертификат за съответствие с изискванията на EUR.
* Съгласно новия подход за лицензиране в САЩ, през 1992 г. Уестингхаус за първи път представя проекта AP600 за сертифициране пред NRC на САЩ, която през 1999 г. издава окончателно одобрение на проекта. Проектът на централата **AP1000** е представен през 2002 г. и е сертифициран от NRC на САЩ през януари 2006 г. През май 2007 г. Уестингхаус подаде заявление за изменение на сертифицирания проект на централата **AP1000**, за да реши няколко въпроса, които иначе биха били оставени за решаване от кандидатите за комбиниран лиценз за експлоатация, и за да подобри сигурността и устойчивостта срещу сблъсък при самолетни катастрофи. Сертификатът за окончателния проект на централата **AP1000** е издаден от NRC на САЩ през декември 2011 г. Като цяло комбинираният преглед на усъвършенстваната пасивна технология на Уестингхаус от NRC на САЩ представлява усилие от 206 човекогодини [3].
* NRC на САЩ издаде комбиниран експлоатационен лиценз, който позволява на Southern Nuclear Operating Company и South Carolina Electric & Gas Company да строят и експлоатират централи **AP1000** на съществуващите площадки Вогъл и VC Summer съответно в Джорджия и Южна Каролина.
* В Китай през 2008 г. на Националната администрация за ядрена безопасност (NNSA) бяха представени предварителни доклади за анализ на безопасността за проектите за централи **AP1000** в Санмен и Хайян. След прегледа NNSA издаде всички разрешителни за строителство през 2009 г. за двете площадки. Окончателните доклади за анализ на безопасността за двете площадки бяха предадени на NNSA през 2012 г.
* В подкрепа на търговските дейности в Канада, Уестингхаус поиска от Канадската комисия по ядрена безопасност да бъдат извършени прегледи на проекта на централата **AP1000** във фаза 1 и фаза 2 преди издаване на лиценз. Прегледът беше завършен през юни 2013 г. Канадската комисия по ядрена безопасност заключи, че няма фундаментални пречки за лицензиране на проекта на централата **AP1000** в Канада.
* През декември 2011 г. регулаторните органи на Обединеното кралство (Обединеното кралство) издадоха междинно потвърждение за приемане на проекта и междинно становище за приемливост на проекта на централата AP1000 след четири години и половина работа в рамките на Общата оценка на проекта (GDA) на централата **AP1000** . Общата оценка на проекта на централата **AP1000** стартира отново през 2015 г. и приключи през март 2017 г. с издаването на потвърждение за приемане на проекта и декларация за приемливост на проекта.

3.0 Референции

[1] Серия стандарти за безопасност на МААЕ № SSR-2/1 (Ред. 1). Безопасност на атомните електроцентрали: Проектиране." Международна агенция за атомна енергия, Виена, 2016 г.

[2] APP-GW-GL-700, Ред.19. Документ за контрол на проектирането AP1000.

[3] Горджманс Дж., Корлетти М.М., Делонг Р.А. и Шулц, Т.Л. 2014. Обучение чрез доставка, лицензиране на централата Westinghouse AP1000® . Сборник с доклади от 22-ата международна конференция по ядрено инженерство ICONE22, 7-11 юли 2014 г., Прага, Чешка република. (Архивирано в PRIME като WAAP-8786, Ред. 1)

[4] APP-GW-GL-022, Ред. 8. Вероятностен анализ на безопасността на AP1000.

[5] WCAP-16675-P (Собствено клас) и WCAP-16675-NP (Не собствен клас), Ред. 8. Технически отчет за архитектурата на системата за мониторинг на защитата и безопасността на AP1000.

[6] UKP-GW-GL-790, Ред. 7. Доклад за околната среда на AP1000 в Обединеното кралство.

[7] Техническа бележка на Орган по извеждане от експлоатация l ядрената енергетика №. 11339711, Обща оценка на проекта за геоложко погребване: Обобщение на оценката на възможността за обезвреждане на отпадъци и отработено гориво в резултат на експлоатацията на Westinghouse AP1000.

*Достъпно онлайн:* <http://www.westinghousenuclear.com/Portals/5/Documents/documentation%20pdfs/Generic%20Design%20Assessment%20-%20Summary%20of%20Disposability%20Assessment%20for%20Wastes%20and%20Spent%20Fuel%20arising%20from%20Operation%20of%20the%20Westinghouse%20AP1000.pdf>

[8] APP-GW-GL-058, Ред. 0. Оценка на съответствието на AP1000 със стандартите за безопасност на МААЕ, Основи на безопасността № SF-1, Виена, 2006 г.

[9] EPS-GW-GSR-001, Ред. 0. Анализ на съответствието на AP1000 с целта EUR за Условие 4 на централата - Проектна авария.

[10] EPS-GW-GSR-002, Ред. 0. Анализ на съответствието на AP1000 с цел EUR за надпроектни аварийни състояния.

[11] WCAP-15800, Ред. 3. Оперативна оценка за AP1000.

[12] APP-GW-GL-100, Ред. 0. Съответствие на AP1000 с общите критерии за проектиране на Комисията за ядрено регулиране.

[13] Не се използва.

[14] NPP\_NPP\_000065, Ред. 0. Ядрена електроцентрала Westinghouse **AP1000** – действия (справяне) при загуба на електрозахранване на централата..

[15] NPP\_NPP\_000067, Ред. 0. Ядрена електроцентрала Westinghouse **AP1000** - охлаждане на басейна за отлежаване на отработилото гориво (касети).

[16] NPP\_NPP\_000072, Ред. 0. Ядрена електроцентрала Westinghouse **AP1000** - реакция на външни опасности.

[17] EPS-GW-GL-701, Ред. C. Оценка на централата **AP1000** по отношение на целите за безопасност на Асоциация на западноевропейските органи за ядрено регулиране за нови енергийни реактори.

[18] WCAP-15992, Ред. 1, Отчет за оценка на неблагоприятните системни взаимодействия на AP1000.

[19] UKP-GW-GL-793, Ред. 1. Доклад за безопасност преди строителството на AP1000.

[20] Речник на МААЕ по безопасност, Терминология, използвана в областта на ядрената безопасност и радиационната защита, 2016 г. Редакция.

*Достъпно онлайн:* [*http://www-ns.iaea.org/downloads/standards/glossary/iaea-safety-glossary-rev2016.pdf*](http://www-ns.iaea.org/downloads/standards/glossary/iaea-safety-glossary-rev2016.pdf)

[21] Американски национален институт по стандартизация N18.2, Критерии за ядрена безопасност при проектиране на стационарни централи с реактори PWR, 1973 г.

[22] WCAP-1599, Ред. 2, Оценка на съответствието на AP1000 с критериите за приемливост на междусистемна авария със загуба на охлаждане.

4.0 Акроними

|  |  |
| --- | --- |
| АС Променлив ток  ALARA Tолкова ниско, колкото е разумно достижимо  ANSI Американски национален институт по стандартизация  ASME Американско дружество на машинните инженери  ATWS Очакванпреходнпроцес (транзиент) без сработване на аварийната защита (АЗ)  BTP Браншова техническа позиция  CFR Кодекс на федералните наредби (на САЩ)  CVS Система за нормално подхранване и химичен контрол на топлоносителя (компенсиране на обема и регулиране на борния разтвор)  САС Система за алтернативно сработване  ПА Проектна авария  ПС Проектно събитие  ДКП Документ за контрол на проектирането  НПАС Надпроектни аварийни състояния  ДЕЗ Дълбоко ешелонирана защита  ПГНП Програмата за гарантиране на надеждността на проекта  НИИЕ Научноизследователски институт по енергетика  EUR Изисквания на европейските експлоатиращи организации за АЕЦ с леководни реактори  GDA Обща оценка на проекта  ОКП Общи критерии за проектиране  AOO Очаквано Експлоатационно Събите (ОЕС)  ОВиК Отопление, вентилация и климатизация  КИП и А Контролно-измервателни прибори и автоматика  МААЕ Международна агенция за атомна енергия  IDS Система за непрекъснато захранване с постоянен ток и непрекъсваемо захранване клас 1E  IEEE Институт на инженерите по електротехника и електроника  LOCA Авария със загуба на топлоносител  БЩУ Блочен щит (пулт) за управление  NFPA Национална асоциация за противопожарна защита  NNSA Национална администрация за ядрена безопасност  СУЗ Система за управление и защита на централата |  |

СМЗБ Система за мониторинг на защитата и безопасността

ВАБ Вероятностен анализ на безопасността

PWR Реактор с вода под налягане

СУК Система за управление на качеството

RCS Система за охлаждане на реактора

СРК Система за радиационен контрол

КСК Конструкции, системи и компоненти

ОК Обединено кралство

URD Документ с изисквания към АЕЦ с леководни реактори

САЩ Съединени щати

NRC на САЩ Комисия за ядрено регулиране на Съединените щати

WENRA Асоциация на западноевропейските органи за ядрено регулиране

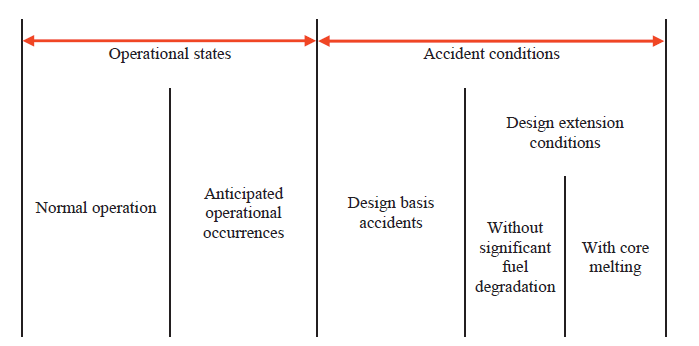
5.0 Приложения на ключови дефиниции на МААЕ към проекта на централата AP1000

В този раздел се обсъждат ключови дефиниции от [1] и от [20], които се прилагат към проекта на централата **AP1000** , за да се подпомогне тълкуването на изискванията на МААЕ в раздел 6.0.

Състояния на централата

МААЕ определя състоянията на централата в [1], както следва.

**Състояния на централата** (взети предвид при проектирането).



Аварийни състояния

Със стопяване на активната зона

Без значително влошаване на качеството на горивото

Очаквани експлоатационни събития

Проектни аварии

Надпроектни аварийни състояния

Нормална работа

Оперативни състояния

**Фигура 1 Състояния на централата (от [1])**

**Аварийни състояния**. Отклонения от нормалната експлоатация, които са с по-малка честота и по-тежки от очакваните експлоатационни събития (AOO).

* Условията на авария включват проектни аварии и надпроектни аварийни състояния (НПАС).

**Проектна Авария** Предполагаема авария, водеща до условия на авария, за които съоръжението е проектирано в съответствие с установените критерии за проектиране и консервативна методология и при които освобождаването на радиоактивни материали се поддържа в приемливи граници.

**Надпроектни аварийни състояния** Постулирани състояния на авария, които не се разглеждат за ПА, но които се разглеждат в процеса на проектиране на съоръжението в съответствие с методологията за най-добра оценка и за които изхвърлянето на радиоактивни материали се поддържа в приемливи граници. НПАС включва условия при събития без значителна деградация на горивото и условия при събития с разтопяване на активната зона.

Както е описано подробно в глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000**, състоянията на централата, взети предвид при проектирането ѝ са определени въз основа на класификацията на Американския национален институт по стандартизация (ANSI) 18.2 [21], която разделя състоянията на централата на четири категории според очакваната честота на поява и потенциалните радиологични последици за населението. Четирите категории са както следва:

* Състояние категория I: Нормална работа и преходни процеси, които съответстват на нормалната работа, определена от МААЕ.
* Състояние категория II: Откази с умерена честота, които в общи линии съответстват на определените от МААЕ AOO (Очаквано Експлоатационно Събитие-ОЕС).
* Състояние категория III: Рядко срещани откази, които спадат към проектните аварии, както са определени от МААЕ.
* Състояние категория IV: Ограничителни неизправности, които спадат към проектните аварии, както са определени от МААЕ.

Основният принцип, прилаган при свързването на проектните изисквания с всяко от състоянията е, че най-вероятните събития трябва да водят до най-малък радиологичен риск, а екстремалните ситуации, които имат потенциал за най-голям риск, трябва да бъдат най-малко вероятни.

В проекта на централата **AP1000** са разгледани допълнителни последователности от аварии:

* Последователности от многократни откази, които не са свързани със стопяване на активната зона. се разглеждат при анализа на очакваните преходни процеси без сработване на аварийната защита (ATWS) Очакван преходен процес (транзиент) без сработване на аварийната защита (ATWS) е AOO, по време на която се изисква автоматично изключване на реактора, но то не се осъществява поради повреда в общия режим на системата за защита на реактора. Анализът е описан в раздел 15.8 от ДКП на централата **AP1000** [2].
* Допълнителни последователности от откази, които не са свързани със стопяване на активната зона, са разгледани в анализите на критериите за успех на ВАБ на ниво 1 на централата **AP1000** , описани в [4] и в глава 19 от ДКП на централата **AP1000** [2].
* Последователностите за разтопяване на активната зона са анализирани в анализите на ВАБ на ниво 2 на централата **AP1000**, описани в [4] и в глава 19 от ДКП на централата **AP1000** [2], включително оценката на явленията при тежка авария и източниците на продукти на делене, както и моделирането на дърво на събитията в защитната конструкция (контеймънт) на реактора и свързаните с тях критерии за успех.

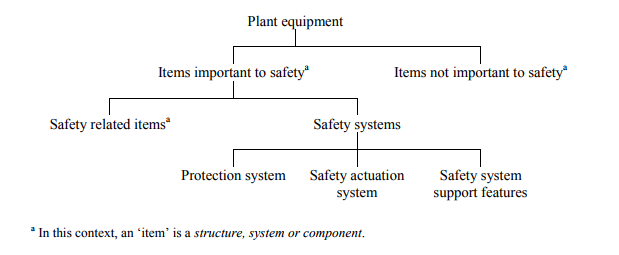
Класификация за безопасност

Класификацията на безопасността на централата **AP1000** , представена в раздел 3.2.2 от ДКП на централата **AP1000** [2], е разработена така, че да отговаря на изискванията, посочени в различни разпоредби на САЩ. Следните определения се използват в стандартната документация на централата **AP1000** :

* **Свързана с безопасността** е класификация, прилагана към елементи, на които се разчита да останат функционални по време на или след проектно събитие (ПС, т.е. очаквано експлоатационно събитие или проектна авария), за да осигурят функция, свързана с безопасността.
* **Функция, свързана с безопасността** , е функция, на която се разчита по време на или след проектно събитие, за да се осигури следното:
  + Целостта на границата на налягането на охлаждащата течност в реактора
  + Възможност за спиране на реактора и поддържането му в състояние на безопасно спиране
  + Възможност за предотвратяване или смекчаване на последствията от аварии, които биха могли да доведат до потенциално облъчване извън площадката, сравнимо с препоръчителното облъчване, посочено в 10 Кодекс на федералните наредби (CFR) 50.34.
* **Дълбоко ешелонирана защита (ДЕЗ**)-Защита в дълбочинаВ проекта на централата **AP1000** ДЕЗ се използва за обозначаване на определени конструкции, системи и компоненти (КСК), които, макар и да не са свързани с безопасността, осигуряват допълнителни средства за изпълнение на ключови функции за безопасност и по този начин осигуряват допълнителна дълбоко ешелонирана защита към пасивните функции, свързани с безопасността. КСК от дълбоко ешелонираната защита обикновено са активни системи, чието функциониране зависи от захранването с променлив ток.
* **Функции за смекчаване на тежки аварии**: Проектът на централата **AP1000** включва няколко характеристики за свеждане до минимум на потенциала за изхвърляне на големи количества продукти от деление, както и за наблюдение и контрол на водорода в защитната конструкция (контеймънт) в случай на тежка авария. Тези характеристики са насочени както към предотвратяването, така и към намаляването на явленията при тежки аварии, които могат да застрашат целостта на защитната конструкция (контеймънт). Оборудването, използвано за намаляване на последиците от тежки аварии, не се третира по същия начин, както оборудването, свързано с безопасността, поради малката вероятност от възникване на тежка авария. Въпреки това оборудването, използвано за намаляване на тежките аварии, е проектирано така, че да издържи на условията на околната среда, определени в оценката на ВАБ на централата **AP1000**, за да се осигури разумна увереност, че оборудването ще работи в условията на тежка авария, за които е предназначено и за времето, за което е необходимо.
* **Несвързани с безопасността**: Всички КСК, които не отговарят на критериите “свързани с безопасността” или на “дълбоко ешелонираната защита”, но което все пак може да допринесе за поддържането на ядрената безопасност.

МААЕ обаче използва различен набор от дефиниции. В следващите параграфи определенията на МААЕ се прилагат към централата **AP1000** .

Речникът за безопасност на МААЕ [20] съдържа следната класификация на оборудването на централата:



a В настоящия контекст, за елемент се приема конструкция, система или компонент

Системи за безопасност

Система за безопасно задействане

Помощни функции на системата за безопасност

Система за защита

Елементи, важни за безопасността a

Елементи, които не са важни за безопасността a

Оборудване на централата

Елементи свързаниa

**Фигура 2 Класификация на МААЕ на оборудването на централата (от [20])**

* **Елемент, важен за безопасността**. Елемент, който е част от група за безопасност и/или чиято неизправност или отказ може да доведе до радиационно облъчване на персонала на обекта или членовете на населението. Важните за безопасността елементи включват:
  + Онези КСК, чиято неизправност или повреда може да доведе до неоправдано облъчване на персонала на обекта или на населението;
  + Тези КСК, които предотвратяват очаквани експлоатационни събития, водещи до условия на авария;
  + Тези характеристики, които са предвидени за намаляване на последиците от неправилно функциониране или повреда на конструкции, системи и компоненти.

За централата **AP1000** елементите, важни за безопасността, както са дефинирани от МААЕ, обхващат свързаните с безопасността и КСК на дълбоко ешелонираната защита (защита в дълбочина), както и функциите за намаляване на последствията от тежки аварии.

* **Система за безопасност**. Важна за безопасността система, предвидена за осигуряване на безопасното спиране на реактора или за отвеждане на остатъчната топлина от активната зона на реактора, или за ограничаване на последствията от очаквани експлоатационни събития и проектните аварии. Системите за безопасност се състоят от системата за защита, системите за задействане на системата за безопасност и помощните функции на системата за безопасност.

Следователно системите за безопасност, както са определени от МААЕ, са тези, които са квалифицирани като "свързани с безопасността" в класификацията на безопасността на централата **AP1000** .

* **Система за защита**. Система, която следи работата на реактор и която при установяване на необичайно състояние автоматично предприема действия за предотвратяване на опасно или потенциално опасно състояние.

За централата **AP1000** тези функции изпълнява системата за мониторинг на защитата и безопасността (СМЗБ).

* **Настройки на системата за безопасност**. Настройки за нивата, при които системите за безопасност се задействат автоматично в случай на очаквани експлоатационни събития или проектни аварии, за да се предотврати превишаването на границите за безопасност.

За централата **AP1000** настройките на системата за безопасност, или зададените стойности на задействане, са описани в раздели 7.2 и 7.3 на ДКП за централата **AP1000** [2].

* **Система за задействане на безопасноста**. Съвкупността от оборудване, необходимо за извършване на необходимите действия за безопасност, когато са инициирани от системата за защита.

За централата **AP1000** системата за задействане на безопасността, както е определена от МААЕ, обхваща всички пасивни системи за безопасност.

* **Поддържащи функции на системата за безопасност**. Съвкупността от оборудване, което осигурява функции като охлаждане, смазване и захранване с енергия, необходими за системата за защита и системите за задействане на безопасността.

За **централата AP1000** единствената характеристика за поддържане на системата за безопасност, както е определена от МААЕ, е системата за непрекъснато захранване с постоянен ток и непрекъсваемо захранване клас 1E (IDS).

* **Система, свързана с безопасността**. Важна за безопасността система, която не е част от система за безопасност.

За централата **AP1000**,системите, свързани с безопасността, както са определени от МААЕ, са КСК на дълбоко ешелонираната защита на централата **AP1000** и функциите за намаляване на птежки аварии.

6.0 Оценка на съответствието на проекта на централата AP1000

В този раздел е представена подробна оценка на проекта на централата **AP1000** спрямо стандарт за безопасност № SSR-2/1 на МААЕ - Безопасност на атомните електроцентрали: Проектиране."

| **Раздел или параграф.** | **Подпара-граф** | **Изисквания за безопасност № SSR 2/1Text**  **Бележка: Референциите, отбелязани с [ ] в тази колона, не се отнасят до списъка с референции в раздел 3.0 от настоящия документ, а се отнасят до списъка с препратки на Стандарт за безопасност № SSR-2/1 на МААЕ.** | **Информация за проекта на централата AP1000** |
| --- | --- | --- | --- |
| **1,0** |  | **ВЪВЕДЕНИЕ** |  |
|  |  | **ОБЩИ СВЕДЕНИЯ** |  |
| 1.1 | 1 | Настоящата публикация заменя публикацията - Изисквания за безопасност, Безопасност на атомни електроцентрали:/Safety Requirements Safety of Nuclear Power Plants: Проект,1 който беше издаден през 2012 г. като серия стандарти за безопасност на МААЕ № SSR-2/1. Взети са предвид основните принципи на безопасност [1], публикувани през 2006 г. Изискванията за ядрена безопасност имат за цел да осигурят "най-високите стандарти за безопасност, които могат да бъдат разумно постигнати" за защита на работниците, населението и околната среда от вредното въздействие на йонизиращото лъчение, произтичащо от ядрените електроцентрали и други ядрени съоръжения. Признава се, че технологиите и научните познания се развиват и че ядрената безопасност и адекватността на защитата срещу радиационни рискове трябва да се разглеждат в контекста на съвременното състояние на познанието. Изискванията за безопасност ще се променят с течение на времето; настоящата публикация на изискванията за безопасност отразява настоящия консенсус.  *Бележка под линия: 1 МЕЖДУНАРОДНА АГЕНЦИЯ ЗА АТОМНА ЕНЕРГИЯ, Безопасност на атомните електроцентрали: Проектиране, стандарти за безопасност на МААЕ* *Серия SSR-2/1, МААЕ, Виена (2012 г.).* | Това е обяснително становище. |
| 1.2 | 1 | Проектите на много от съществуващите ядрени електроцентрали, както и проектите за нови ядрени електроцентрали, са усъвършенствани, за да се включат допълнителни мерки за смекчаване на последиците от сложни последователности от аварии, включващи множество откази, и от тежки аварии. В много от съществуващите атомни електроцентрали са монтирани допълнителни системи и оборудване с нови възможности, за да се подпомогне предотвратяването на тежки аварии и смекчаването на последиците от тях. В повечето съществуващи атомни електроцентрали са предоставени насоки за намаляване на последиците от тежки аварии. Проектирането на нови атомни електроцентрали вече изрично включва разглеждането на сценарии за тежки аварии и стратегии за тяхното управление. При проектирането на атомни електроцентрали се вземат предвид и изискванията, свързани с държавната система за отчитане и контрол на ядрения материал, както и изискванията за сигурност. Интегрирането на мерките за безопасност и сигурност ще помогне да се гарантира, че нито една от тях не прави компромис с другата. | Това е обяснително становище. |
| 1.3 | 1 | Вероятно е да не е възможно да се приложат всички изисквания на настоящата публикация за изискванията за безопасност към вече действащи или строящи се атомни електроцентрали. Освен това може да не е възможно да се променят проекти, които вече са били одобрени от регулаторните органи. При анализа на безопасността на такива проекти се очаква да се направи сравнение с действащите стандарти, например като част от периодичния преглед на безопасността на централата, за да се определи дали безопасната експлоатация на централата може да бъде допълнително подобрена чрез разумно осъществими подобрения на безопасността. | Това е обяснително становище. |
|  |  | **ЦЕЛИ** |  |
| 1.4 | 1 | Тази публикация установява проектните изисквания за конструкциите, системите и компонентите на ядрената електроцентрала, както и за процедурите и организационните процеси, важни за безопасността, които трябва да бъдат изпълнени за безопасна експлоатация и за предотвратяване на събития, които биха могли да компрометират безопасността, или за смекчаване на последствията от такива събития, ако те настъпят. | Това е обяснително становище. |
| 1.5 | 1 | Настоящата публикация е предназначена за използване от организациите, участващи в проектирането, производството, изграждането, модификацията, поддръжката, експлоатацията и извеждането от експлоатация на атомни електроцентрали, в анализа, проверката и прегледа и в предоставянето на техническа помощ, както и от регулаторните органи. | Това е обяснително становище. |
|  |  | **ОБХВАТ** |  |
| 1.6 | 1 | Очаква се тази публикация да се използва предимно за наземни стационарни ядрени електроцентрали с реактори с водно охлаждане, предназначени за производство на електроенергия или за други приложения за производство на топлина (като централно отопление или обезсоляване). Настоящата публикация може да бъде приложена след преценка и за други типове реактори, за да се определят изискванията, които трябва да се вземат предвид при разработването на проекта. | Това е обяснително становище. |
| 1.7 | 1 | Настоящата публикация не разглежда:  (а) Изисквания, които са специално обхванати в други публикации на МААЕ за изискванията за безопасност (напр. серия стандарти за безопасност на МААЕ № GSR, част 4 (Ред. 1), Оценка на безопасността на съоръженията и дейностите [2]);  (б) въпроси, свързани с ядрената сигурност или с държавната система за отчитане и контрол на ядрения материал;  (в) Конвенционална промишлена безопасност, която при никакви обстоятелства не би могла да повлияе на безопасността на ядрената електроцентрала;  (г) нерадиационни въздействия, произтичащи от експлоатацията на атомните електроцентрали. | Това е обяснително становище. |
| 1.8 | 1 | Термините в настоящата публикация трябва да се разбират така, както са дефинирани и обяснени в Речника по безопасност на МААЕ [3], освен ако тук не е посочено друго (вж. "Дефиниции"). | Това е обяснително становище. |
|  |  | **СТРУКТУРА** |  |
| 1.9 | 1 | Настоящата публикация за изискванията за безопасност проследява връзката между целите за безопасност и принципите за безопасност, както и между изискванията към функциите за ядрена безопасност и проектните критерии за безопасност. В раздел 2 се разглеждат целта за безопасност, принципите и концепциите за безопасност, които са в основата на изискванията за функциите за безопасност, на които трябва да отговаря ядрената електроцентрала, както и проектните критерии за безопасност. В раздели 3-6 са посочени номерирани общи изисквания (показани с удебелен шрифт), а в следващите параграфи са включени допълнителни изисквания, ако е необходимо. В раздел 3 са установени общите изисквания, които трябва да бъдат изпълнени от проектантската организация при управлението на безопасността в процеса на проектиране. В раздел 4 се установяват изисквания за основните технически критерии за безопасност на проекта, включително изисквания за основните функции за безопасност, прилагане на защита в дълбочина и разпоредби за строителството; изисквания за интерфейсите на безопасността с ядрената сигурност и с държавната система за отчитане и контрол на ядрения материал; както и изисквания за гарантиране, че радиационните рискове, произтичащи от централата, се поддържат на възможно най-ниско ниво. В раздел 5 са установени изисквания за общо проектиране на централата, които допълват изискванията за основните технически критерии за проектиране, за да се гарантира, че са постигнати целите за безопасност и са приложени принципите за безопасност. | Това е обяснително становище. |
| 1.9 | 1  (продължение) | Изискванията за общо проектиране на централата се прилагат за всички елементи (т.е. конструкции, системи и компоненти), които са важни за безопасността. В раздел 6 се определят изискванията за проектиране на специфични системи на централата, като активната зона на реактора, системите на контура на топлоносителя (системите за охлаждане) , системата на херметичната защитна конструкция (контеймънт) и системите за контролно-измервателни прибори и автоматика. | Това е обяснително становище. |
| **2.0** |  | **ПРИЛАГАНЕ НА ЦЕЛТА ЗА БЕЗОПАСНОСТ, ПРИНЦИПИТЕ И КОНЦЕПЦИИТЕ ЗА БЕЗОПАСНОСТ** |  |
| 2.1 | 1 | В Основните принципи на безопасност [1] се определят една основна цел на безопасност и десет принципа на безопасност, които осигуряват основата за изискванията и мерките за защита на хората и околната среда от радиационни рискове и за безопасността на съоръженията и дейностите, които пораждат радиационни рискове. | Това е обяснително становище. Вижте "Оценка на съответствието на проекта на централата **AP1000** с основните принципи на безопасност SF-1 на МААЕ", APP‑GW‑GL‑058 [8]. |
| 2.2 | 1-4п | Тази основна цел за безопасност трябва да бъде постигната и десетте принципа за безопасност трябва да бъдат прилагани, без да се ограничава неоправдано експлоатацията на съоръженията или извършването на дейности, които пораждат радиационни рискове. За да се гарантира, че ядрените електроцентрали се експлоатират и дейностите се извършват така, че да се постигнат най-високите стандарти за безопасност, които могат да бъдат разумно постигнати, трябва да се вземат мерки за постигане на следното (вж. 2.1 от Основните принципи на безопасност [1]):  (а) Да се контролира радиационното облъчване на хората и изпускането на радиоактивни материали в околната среда по време на експлоатационни състояния;  (б) да се ограничи вероятността от събития, които биха могли да доведат до загуба на контрол върху активната зона на ядрен реактор, ядрена верижна реакция, радиоактивен източник, отработено ядрено гориво, радиоактивни отпадъци или друг източник на радиация в ядрена електроцентрала;  (в) смекчаване на последиците от такива събития, ако те настъпят. | Това е обяснително становище. Вижте "Оценка на съответствието на проекта на централата **AP1000** с основните принципи на безопасност SF-1 на МААЕ", APP‑GW‑GL‑058 [8]. |
| 2.3 | 1 | Основната цел за безопасност се прилага на всички етапи от живота на ядрената електроцентрала, включително планиране, определяне на местоположениетона площадката, проектиране, производство, строителство, пускане в експлоатация и експлоатация, както и извеждане от експлоатация. Това включва свързаното с това транспортиране на радиоактивни материали и управлението на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци. (вж. параграф. 2.2 от Основните принципи на безопасност [1]) | Това е обяснително становище. Вижте "Оценка на съответствието на проекта на централата **AP1000** с основните принципи на безопасност SF-1 на МААЕ", APP‑GW‑GL‑058 [8]. |
| 2.4 | 1 | Параграф 2.3 от Основните принципи на безопасността [1] гласи, че: "Формулирани са десет принципа на безопасност, въз основа на които са разработени изисквания за безопасност и трябва да се приложат мерки за безопасност, за да се постигне основната цел за безопасност. Принципите за безопасност представляват набор, който се прилага в своята цялост; въпреки че на практика различните принципи могат да бъдат повече или по-малко важни във връзка с конкретни обстоятелства, се изисква подходящо прилагане на всички съответни принципи." | Това е обяснително становище. Вижте "Оценка на съответствието на проекта на централата **AP1000** с основните принципи на безопасност SF-1 на МААЕ", APP‑GW‑GL‑058 [8]. |
| 2.5 | 1 | Настоящата публикация "Изисквания за безопасност" установява изисквания за прилагане на тези принципи на безопасност, които са особено важни при проектирането на атомни електроцентрали. | Това е обяснително становище. |
|  |  | **РАДИАЦИОННА ЗАЩИТА В ПРОЕКТИРАНЕТО** |  |
| 2.6 | 1 | За да се удовлетворят принципите на безопасност, се изисква да се гарантира, че за всички експлоатационни състояния на ядрената електроцентрала и за всички свързани с нея дейности дозите от облъчване с радиация в рамките на централата или облъчване, дължащо се на планирано изхвърляне на радиоактивни вещества от централата, се поддържат под границите на дозите и са толкова ниски, колкото е разумно достижимо. Освен това се изисква да се предприемат мерки за смекчаване на радиологичните последици от евентуални аварии, ако такива възникнат. | Ефективността на характеристиките на централата **AP1000** , които ограничават излъчването на радиация и дозите извън площадката, са показани в ДКП на централата **AP1000** [2], глави 11, 12 и 15. Процедурите за управление на авариите на площадката и мерките за намеса извън нея (ако има такива) се предоставят от собственика/оператора на централата.  Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], глава 12, за принципите за осигуряване на професионално облъчване толкова ниско, колкото е разумно достижимо (ALARA) и други характеристики на радиационния проект. Вижте глави 15 и 19 за детерминистични и вероятностниизхвърлянияизхвърляния и оценки на дозата.  Обърнете внимание, че за проекта на централата **AP1000** са извършени два набора от анализи на радиологичните последици. В САЩ радиационните последици исторически се изчисляват с помощта на много консервативни методики (при които разглеждането на тежки аварии е включено като част от анализа на проектната доза) и също така се сравняват със специфични критерии за приемане, съответстващи на тези консервативни допускания. Анализите на дозите, представени в глава 15 от ДКП на централата **AP1000** [2], бяха извършени в съответствие с това описание. За целите на лицензирането в Обединеното кралство изчисленията на дозата бяха извършени при използване на по-реалистични допускания, в съответствие с обичайната регулаторна практика извън САЩ. Те са описани в глави 9 и 10 от Доклада за безопасност преди строителството на централата **AP1000** (PCSR, [19]). |
| 2.7 | 1 | За прилагането на принципите на безопасност се изисква също така ядрените електроцентрали да бъдат проектирани и експлоатирани така, че всички източници на радиация да бъдат под строг технически и административен контрол. Този принцип обаче не изключва ограничени облъчвания или изхвърляне на разрешени количества радиоактивни вещества в околната среда от атомни електроцентрали в работещи състояния. Такива облъчвания и радиоактивни изхвърляния трябва да бъдат строго контролирани и поддържани на възможно най-ниско ниво в съответствие с нормативните и оперативните ограничения, както и с изискванията за радиационна защита [4]. | Централата **AP1000** е проектирана така, че да контролира всички източници на радиация. Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], глави 11 и 12 за обсъждане на източниците, изхвърлянията и мерките за поддържане на облъчването според ALARA и в рамките на регулаторните граници.  В раздел 11.3.3 на ДКД на централата **AP1000** [2] се разглеждат дозите на границата на площадката, дължащи се на активност, освободена в резултат на нормална дейност. |
|  |  | **БЕЗОПАСНОСТ ПРИ ПРОЕКТИРАНЕТО** |  |
| 2.8 | 1 | За да се постигне най-високото ниво на безопасност, което може разумно да бъде постигнато при проектирането на ядрена електроцентрала, се изисква да се вземат мерки за изпълнение на следното, в съответствие с националните критерии за приемане и целите за безопасност [1]:  (а) Да се предотвратят аварии с вредни последици, произтичащи от загуба на контрол върху активната зона на реактора или други източници на радиация, и да се намалят последиците от възникнали аварии;  (б) да се гарантира, че при всички аварии, взети предвид при проектирането на централата, всички радиологични последици ще бъдат под съответните граници и ще бъдат поддържани на възможно най-ниско ниво;  (в) Да се гарантира, че вероятността от възникване на авария със сериозни радиологични последици е изключително ниска и че радиологичните последици от такава авария ще бъдат смекчени в максимална възможна степен. | Проектът на централата **AP1000** е разработен така, че да осигурява такива мерки:   1. Много проектни мерки предотвратяват потенциални аварии с вредни последици (например гарантиране, че напреженията (стресовете) в тръбопроводите са ограничени и отговарят на критериите за теч преди разрушаване при проектиране на тръбопроводи и херметични (без уплътнения) помпи за охлаждане на реактора). Обърнете се към ДКП [2] на централата **AP1000**, Раздел 1.2 за общо описание на характеристиките на централата. Системите за пасивна безопасност осигуряват много ефективно намаляване на последиците от аварии. За повече подробности вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 6, 15 и 19. 2. В глава 15 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представен детерминистичният анализ на безопасността за проектни аварии, за да се покаже, че съответните гранични дози са спазени. В глава 1, Приложение 1В на ДКП [2] на централата **AP1000** е представена оценка на допълнителни проектни мерки, които не са включени в проекта на **AP1000**, като се посочва, че тези допълнителни мерки няма да намалят значително радиологичните последствия. 3. В глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представен вероятностен анализ на безопасността (ВАБ), който показва изключително ниската вероятност от сериозни радиологични последици и че мерките за смекчаване на последиците са ефективни при тежки аварии. |
| 2.9 | 1 | За да се докаже, че основната цел за безопасност [1] е постигната при проектирането на ядрена електроцентрала, се изисква да се извърши цялостна оценка на безопасността [2] на проекта. Нейната цел е да се идентифицират всички възможни източници на радиация и да се оценят възможните дози, които биха могли да получат работниците в централата и гражданите, както и възможните въздействия върху околната среда в резултат на експлоатацията на централата. Оценката на безопасността е необходима, за да се проучи: (i) нормална експлоатация на централата; (ii) работата на централата при очаквани експлоатационни събития; и (iii) условия на авария. Въз основа на този анализ може да се установи способността на проекта да устои на предполагаеми иницииращи събития и аварии, да се демонстрира ефективността на елементите, важни за безопасността, и да се установят входните данни (предпоставките) за аварийно планиране. | Цялостният ДКП [2] на централата **AP1000** предоставя такава пълна оценка на безопасността. По-специално в глава 15 е представен детерминистичният анализ на безопасността за проектни аварии, за да се покаже способността на проекта да устои на постулирани иницииращи събития.  Централата **AP1000** осигурява големи резерви на безопасност и намален риск за безопасността чрез прилагане на пасивни системи за безопасност, които разчитат на естествените движещи сили, такива като гравитация и конвекция.  Проектът на централата **AP1000** е признат в международен мащаб и е разгледан от регулаторни органи в цял свят, включително Китай, Обединеното кралство и Канада. Централата **AP1000** е първият проект на реактор от поколение III+, който получи окончателно одобрение на проекта и лиценз за строителство и експлоатация от NRC на САЩ. Освен това тя е получила потвърждение за приемане на проекта от регулаторните органи на Обединеното кралство като част от процеса на Обща оценка на проекта (GDA). Проектът на централата **AP1000** е оценен от независими експерти и е потвърдено, че отговаря на изискванията на документа EUR и на URD на (EPRI) НИИЕ (Научноизследователски институт по енергетика). |
| 2.10 | 1 | Изисква се да се вземат мерки за контрол на облъчването за всички експлоатационни състояния на нива, които са толкова ниски, колкото е разумно достижимо и за свеждане до минимум на вероятността от авария, която може да доведе до загуба на контрол върху източник на радиация. Въпреки това остава вероятността да се случи авария. Изисква се да се вземат мерки, за да се гарантира, че радиологичните последици от авария ще бъдат намалени. Такива мерки включват осигуряването на характеристики и системи за безопасност, установяването на процедури за управление на аварии от експлоатиращата организация и евентуално установяването на защитни действия извън площадката от страна на съответните органи, подкрепени при необходимост от експлоатиращата организация, за намаляване на облъчването при възникване на авария. | Ефективността на характеристиките на централата **AP1000**, които ограничават изхвърляния на радиация и дози извън площадката, е показана в ДКП на централата **AP1000** [2], глави 11, 12 и 15. Процедури за управление на авариите на площадката и мерки за намеса извън площадката (ако има такива) се предоставят от лицензианта на централата. .  Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], глава 12, за принципите за осигуряване на професионалното облъчване в съответствие с ALARA и други характеристики на радиационния проект. Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], глави 15 и 19 за детерминистичните и съответно вероятностните изхвърляния и оценки на дозата,. |
| 2.11 | 1 | При проектирането на безопасността на ядрена електроцентрала се прилага принципът на безопасност, според който трябва да се вземат практически мерки за намаляване на последиците от ядрени или радиационни инциденти за живота и здравето на хората и за околната среда (принцип 8 от Основните принципи на безопасността [1]). Последователностите от събития в централата, които могат да доведат до високи дози радиация или големи радиоактивни изхвърляния, трябва да бъдат практически елиминирани2 , а последователностите от събития в централата със значителна честота на възникване трябва да нямат никакви или да имат само незначителни потенциални радиологични последици. Съществена цел е да бъде ограничена или дори премахната в техническо отношение необходимостта от защитни действия извън площадката за намаляване на радиологичните последици , въпреки че такива съответни мерки все още могат да бъдат изисквани от отговорните органи.  *Бележка под линия: 2 Възможността за възникване на определени условия може да се счита за "практически елиминирана", ако е физически невъзможно те да възникнат или ако тези условия могат да се считат с висока степен на увереност за изключително малко вероятни за възникване.* | Вероятностният анализ на безопасността за **AP1000**, описан в глава 19 на ДКП за **АР1000**, показва, че тежките аварии с големи изхвърляния или изхвърляния в първоначалния етап на аварията могат да се считат за практически елиминирани поради тяхната изключително ниската честота на настъпване. В глава 1, Приложение 1В на ДКП [2] на централата **AP1000** е представена оценка на допълнителни проектни мерки, които не са включени в проекта на **AP1000**, като се посочва, че тези допълнителни мерки няма да намалят значително радиологичните последствия.  Анализите на авариите в глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000** показват, че при по-чести събития изхвърлянията на радиация са малки. Освен това е показано, че смекчаващите характеристики предотвратяват разкриването на активната зона след аварии с постулирана загуба на топлоносител (LOCA) с еквивалентен диаметър на тръбата по-малък от 8 инча (200 mm DN); и че пиковата температура на обвивката и окисляването на обвивката на горивото в активната зона са ограничени и доста под признатите граници.  Мерките за намеса извън площадката се определят за всяка конкретна площадка. Целта на при проектирането на централата е за гранична доза на площадката за цялото тяло и остра доза за червен костен мозък да е <25 rems (0,25 сиверта), при честота, която не надвишава 1x10-6 на година.  EPS-GW-GL-701 [17] разглежда по-подробно съответствието на централата **AP1000** с целта за практическо елиминиране на голямо и ранно изхвърлянияизхвърляне на радиация, както и ограниченията на защитните действия извън площадката. |
|  |  | **КОНЦЕПЦИЯТА ЗА ДЪЛБОКО ЕШЕЛОНИРАНА ЗАЩИТА** |  |
| 2.12 | 1 | Основното средство за предотвратяване на аварии в ядрена електроцентрала и за намаляване на последствията от тях, ако все пак настъпят, е прилагането на концепцията за дълбоко ешелонирана защита (защита в дълбочина) [1, 5, 6]. Тази концепция се прилага към всички дейности, свързани с безопасността, независимо дали са свързани с организацията, поведението или проектирането, и независимо дали са в състояние на пълна мощност, ниска мощност или различни състояния на изключване. Целта е да се гарантира, че всички дейности, свързани с безопасността, са предмет на независими нива на разпоредби, така че ако възникне отказ, той да бъде открит и компенсиран или коригиран чрез подходящи мерки. Прилагането на концепцията за ешелонирана защита (защита в дълбочина) по време на проектирането и експлоатацията осигурява защита срещу очаквани експлоатационни събития и аварии, включително такива, които са резултат от отказ на оборудването или събития, предизвикани от човека в рамките на централата, както и срещу последиците от събития, възникнали извън централата. | Цялостният ДКП на централата **AP1000** [2] показва, че концепцията за ешелонирана защита (защита в дълбочина) е приложена в проекта на централата **AP1000** .  В EPS-GW-GL-701 [17] се разглежда по-подробно съответствието на централата **AP1000** с концепцията за дълбоко ешелонираната защита (защита в дълбочина). |
| 2.13 | 1 | Параграф 3.31 от Основните принципи на безопасността [1] гласи, че:  "Ешелонираната защита" (защитата в дълбочина) се реализира основно чрез комбинация от няколко последователни и независими нива на защита, които би трябвало да излязат от строя, преди да бъдат причинени вредни ефекти на хората или околната среда. Ако едно ниво на защита или бариера не успее да се справи, следващото ниво или бариера трябва да бъде на разположение.... Независимата ефективност на различните нива на ешелонирата защита (защита в дълбочинар) е нейният необходим елемент." | Проектът на централата **AP1000** предвижда множество нива на защита за намаляване на последствията от авария (дълбоко ешелонирана защита), което води до изключително ниска вероятност за повреда на активната зона, като същевременно се свеждат до минимум случаите на наводняване на защитната конструкция (контеймънт)конструкция (контеймент), повишаване на налягането и нагряване. Дълбоко ешелонираната защита е неразделна част от проекта на централата **AP1000**, с множество отделни характеристики на централата способни да осигурят определена степен на безопасността на централата. Тези нива на защита са разгледани в глава 1 на ДКП на централата **AP1000** [2]. |
| 2.13 (продължение) | 2-3 | Съществуват пет нива на защита:  (1) Целта на първото ниво на защитата е да се предотвратят отклоненията от нормалното функциониране и отказът на важни за безопасността елементи. Това води до изисквания централата да бъде разумно и консервативно разположена на избраната прощадка, проектирана, изградена, поддържана и експлоатирана в съответствие с управлението на качеството и подходящи и доказани инженерни практики. За да се постигнат тези цели, се обръща специално внимание на избора на подходящи проектантски норми и материали, както и на контрола на качеството при производството на компонентите и изграждането на централата, а също и на нейното пускане в експлоатация. Вариантите за проектиране, които намаляват потенциала за вътрешни опасности, допринасят за предотвратяването на произшествия (аварии) на това ниво на защита. Обръща се внимание и на процесите и процедурите, свързани с проектирането, производството, конструирането и проверката, поддръжката и тестването, на лесния достъп до тези дейности, както и на начина, по който се експлоатира централата, и на това как се използва експлоатационният опит. Този процес се подпомага от подробен анализ, който определя изискванията за експлоатация и поддръжка на централата и изискванията за управление на качеството на практиките за експлоатация и поддръжка. | **Първото ниво на защита** е постигнато в централата **AP1000** чрез подбор на материали, чрез осигуряване на качеството по време на проектирането и строителството, чрез добре обучени оператори и усъвършенствана система за управление и проект на централата, които осигуряват значителни резерви за работа на централата преди приближаване към границите на безопасност. За да се засили първото ниво на защита, Системата за управление на качеството (СУК) на Уестингхаус определя процедурите, които трябва да се следват по време на проектирането/закупуването/въвеждането в експлоатация на централата. (ДКП на централата **AP1000** [2], раздел 17.3). |
| 2.13 (продължение) | 4-5 | (2) Целта на второто ниво на защита е да се открият и контролират отклоненията от нормалните експлоатационни състояния, за да се предотврати прерастването на очакваните експлоатационни събития в централата до условия на авария. Това е поради осъзнаване на факта, че постулираните иницииращи събития е вероятно да се случат по време на експлоатационния период на ядрената електроцентрала, въпреки грижите, които се полагат за предотвратяването им. Това второ ниво на защита изисква предвиждането на специфични системи и характеристики в проекта, потвърждаване на тяхната ефективност чрез анализ на безопасността и установяване на оперативни процедури за предотвратяване на такива иницииращи събития или за свеждане до минимум на техните последици и за връщане на централата в безопасно състояние.  (3) За третото ниво на защита се приема, че макар и много малко вероятно, ескалацията на определени очаквани експлоатационни събития или постулирани иницииращи събития може да не бъде контролирана на предходно ниво и да се развие авария. При проектирането на централата се предвижда възникването на такива аварии. Това води до изискването присъщите и/или инженерните характеристики за безопасност, системите и процедурите за безопасност да бъдат способни да предотвратят повреда на активната зона на реактора или да предотвратят радиоактивни изхвърляния и да върнат централата в безопасно състояние. | При нормална експлоатация **второто ниво на защита** осигурява стабилна и надеждна работа на централата. Това се постига от системата за управление и защита на централата (СУЗ), както е разгледано в раздел 7.1.3 на ДКП на централата **AP1000** [2], и от активните системи от дълбоко ешелонираната защита (ДЕЗ). Активните системи на ДЕЗ са проектирани с резервиране за оперативна надеждност и смекчаване на по-вероятните събития. Тези надеждни системи за ДЕЗ се задействат автоматично, за да осигурят първо ниво на защита, да намалят вероятността от ненужно задействане и работа на системите за пасивна безопасност при очаквани експлоатационни събития .  В **третото ниво на защита** системата за мониторинг на защитата и безопасността (СМЗБ), както е описана в ДКП на централата **AP1000** [2], раздел 7.1.2, контролира отклоненията от нормалните условия на работа и автоматично задейства пасивните системи за безопасност. Това е независима и високонадеждна контролна система от системата за управление и защита на централата (СУЗ). Надеждността на системата за мониторинг на защитата и безопасността (СМЗБ) е оценена в анализа на надеждността на централата **AP1000** ВАБ [4]. Системите и оборудването за пасивна безопасност на централата **AP1000** са достатъчни, за да установят и поддържат автоматично охлаждането на активната зона и целостта на защитната конструкция (контеймънт) за най-малко 72 часа след проектно събитие (ПС), ако се предположи, че е налице най-ограничаващия единичен отказ, без действия на оператора и без източници на променлив ток на площадката или извън нея. След изтичането на 72-часовия период операторът може да предприеме прости действия, за да приведе в съответствие допълнителните източници на охлаждане и енергия на място и да удължи действието на системите за пасивна безопасност с още четири дни. |
| 2.13 (продължение) | 6 | (4) Целта на четвъртото ниво на защита е да смекчи последиците от аварии, които са резултат от неуспех на третото ниво на ешелонираната защита (защита в дълбочина). Това се постига чрез предотвратяване на развитието на такива аварии и смекчаване на последиците от тежка авария. Целта на безопасността в случай на тежка авария е да се наложат само защитни действия, които са ограничени по отношение на продължителността във времето и областите на приложение, и да се избегне или сведе до минимум замърсяването извън площадката. Изисква се последователността на събитията, които биха довели до ранно или голямо радиоактивно изхвърляне3, да бъде "практически елиминирана"4.  *Бележки под линия: 3 В този контекст "ранно радиоактивно изхвърляне" е радиоактивно излъчване, за което са необходими защитни действия извън площадката, но е малко вероятно да бъдат напълно ефективни в рамките на нужното време. "Голямо радиоактивно изпускане" е радиоактивно изпускане, за което защитните действия извън площадката, които са ограничени по отношение на продължителността във времето и областите на приложение, биха били недостатъчни за защитата на хората и околната среда.*  *4 Възможността за възникване на определени условия може да се счита за "практически елиминирана", ако е физически невъзможно те да възникнат или ако тези условия могат да се считат с висока степен на сигурност за изключително малко вероятни за възникване* | Допълнително ниво на защита се осигурява чрез разнообразни функции за смекчаване на последиците, които са включени в системите за пасивна безопасност. Това **четвърто ниво на защита** намалява многобройните случаи на отказ. Диверсификация съществува например във функцията за отвеждане на остатъчната топлина. Топлообменникът за пасивно отвеждане на остатъчната топлина е пасивната функция за безопасност за отвеждане на топлината на ядрения разпад от активната зона по време на преходен процес. В случай на множество откази, които възпрепятстват функционирането на топлообменника за пасивно отвеждане на остатъчна топлина, друго ниво на защита се осигурява от функциите за пасивно безопасно впръскване на пасивна системата за охлаждане на активната зона (ПСО) и функцията за автоматично намаляване на налягането в контура на системата за охлаждане на реактора (RCS) чрез пасивно подаване и изпускане. Системата за алтернативно сработване (САС) задейства системите за пасивна безопасност в случай на отказ на системата за мониторинг на защитата и безопасността (СМЗБ).  Проектът на централата **AP1000** се отличава с повишена безопасност, така че да не се допуска сериозно изхвърляне на продукти на делене от първоначално неповредената защитна конструкция (контеймънт) на реактора в продължение на няколко дни след настъпването на повреда в активната зона, ако не се предприемат действия за възстановяване. Това време дава възможност да се извършат действия за управление на аварията с цел намаляване на последствията от нея и предотвратяване на разрушаването на защитната конструкция (контеймънт) Общата честота на големи изхвърляния в централата (която включва вътрешни събития, вътрешни пожари и вътрешни наводнения, при включване и при спиране), прогнозирана от ВАБ, е 5,9E-8 събития на реакторна година, което е много по-ниско, отколкото при сега действащите централи. |
| 2.13 (продължение) | 6 |  | Философията за намаляване на последиците от аварията с разтопяването на активната зона на централата **AP1000** е задържането на повредената активна зона в корпуса, подкрепено от пасивно охлаждане на защитната конструкция (контеймънт)) и подходящо управление на водорода. Централата **AP1000** е проектирана да източва с голям капацитет в кухината на реактора вода от резервоар за съхранение на вода за презареждане на гориво в херметичната конструкция, , в случай на прегряване на активната зона. По този начин се осигурява охлаждане от външната страна на корпуса на реактора, което предотвратява повреда на корпуса на реактора и последващо разливане на разтопени остатъци от активната зона в защитната конструкция (контеймънт). Задържането на отломките в корпуса значително намалява несигурността при оценката на разрушаването на защитната конструкция (контеймънт)и изхвърлянето на радиоактивни вещества в околната среда, тъй като се изключват явленията от тежки аварии в корпуса, като например взаимодействието на разтопения материал от активната зона с бетона и експлозията на парата извън корпуса. Включени са допълнителни проектни решения за предотвратяване на изхвърляния към населението: голям обем на защитната конструкция (контеймънт) водородни запалители и пасивни автокаталитични рекомбинатори. Проектът на централата **AP1000** включва и възможност за контролирано изпускане на въздух от защитната конструкция (контеймънт), което не е отчетено във ВАБ, но е част от мерките, посочени в насоките за намаляване на последствията от тежки аварии, за да се предотврати повреждането на защитната конструкция (контеймънт)(в случай на авария с разтопяване на активната зона и неуспех на мерките за намаляване на последствията от разтопяване на активната зона. |
| 2.13 (продължение) | 6 |  | Работата на пасивната охладителна система също така ограничава продуктите от делението в атмосферата на защитната конструкция (контеймънт). Ефективното пасивно отлагане на аерозоли се извършва в защитната конструкция (контеймънт) на централата **AP1000** главно чрез гравитационно утаяване и чрез термофореза и дифузиофореза, подпомогнати от топлопреноса към охлаждащата повърхност на защитната конструкция (контеймънт). Като мярка за дълбоко ешелонирана защита проектът на защитната конструкция (контеймънт) на централата **AP1000** включва функция за активно пръскане в защитната конструкция (контеймънт). Стратегията за разпръскване на спрейове е описана в насоките за намаляване на последиците от тежки аварии. В случай на загуба на целостта на защитната конструкция (контеймънт), за която свидетелстват високите нива на радиация, открити извън нея, системата за разпръскване на защитната конструкция (контеймънт) може да се активира, за да се отмият аерозолните продукти на делене от атмосферата на защитната конструкция (контеймънт) и да се намалят изхвърлянията в околната среда. |
| 2.13 (продължение) | 7 | (5) Целта на петото и последно ниво на защита е да се намалят радиологичните последици от радиоактивни изхвърляния, които потенциално могат да възникнат в резултат на аварии. Това изисква осигуряването на подходящо оборудван център за контрол на авариите, както и аварийни планове и процедури за реагиране при аварии на площадката и извън нея. | За **петото ниво на защита** блочния щит за управление на централата **AP1000** и работната станция за дистанционно изключване осигуряват възможност за контрол, управление и наблюдение на ключови функции на централата. Проектът на централата **AP1000** предвижда и зона за контрол и поддръжка в допълнителното здание, която може да се използва като център за техническа поддръжка, ако лицензиантът реши. Центровете за управление на извънредни ситуации извън площадката са извън обхвата на стандартния проект, тъй като са специфични за площадката. Местоположението и проекта им се определят от лицензианта на площадката.  Ефективността на характеристиките на централата **AP1000** , които ограничават изпускането на радиация и дозите извън площадката, е показана в ДКП на централата **AP1000** [2], глави 11, 12, 15 и 19. Лицензиантът на централата предоставя процедури за управление на авариите на място и мерки за намеса извън площадката (ако има такива). Въпреки това Уестингхаус предоставя стандартен набор от процедури за централата AP1000, използващи признати добри практики в индустрията, които могат да бъдат използвани от оператора за дефиниране на специфични за площадката процедури. Тези процедури включват следното: процедури за работа при необичайни условия, процедури за работа при аварийни ситуации и ръководства за управление на тежки аварии. Насоките за намаляване на последиците от тежки аварии например дават насоки на операторите и персонала за аварийно реагиране за това как да реагират при авария в централата, когато определени параметри на централата са достигнали точка, при която може да се стигне до повреда на активната зона. |
| 2.13 (продължение) | 1-7 |  | EPS-GW-GL-701 [17] разглежда по-подробно съответствието на централата **AP1000** с концепцията за дълбоко ешелонирана защита, както и с целта за практическо премахване на голямо и ранно изхвърляне. |
| 2,14 | 1 | Съществен аспект от прилагането на ешелонираната защита (защита в дълбочина) за ядрена електроцентрала е предвиждането в проекта на серия от физически бариери, както и комбинация от активни, пасивни и по същество безопасни характеристики, които допринасят за ефективността на физическите бариери при ограничаване на радиоактивния материал на определени места. Броят на бариерите, които ще са необходими, ще зависи от първоначалния срок на източника по отношение на количеството и изотопния състав на радионуклидите, ефективността на отделните бариери, възможните вътрешни и външни опасности и потенциалните последици от аварии. | Централата **AP1000** осигурява бариери "дълбоко ешелонирана защита" (защита в дълбочина), както е описано в ДКП на централата **AP1000** [2], раздел 3.1.2.  Един от най-разпознаваемите аспекти на дълбоко ешелонираната защита е защитата на обществената безопасност чрез физическите граници на централата. Изхвърлянето на радиация от активната зона на реактора се предотвратява от горивната обвивка, границата на налягането в реактора и границата на налягането в защитната конструкция (контеймънт). Както е описано в отговор на въпрос 2.13, ешелонираната защита (защита в дълбочина) на централата **AP1000** се основава както на активни, така и на пасивни системи. Присъщите характеристики на проекта също подпомагат защитата на физическите бариери на централата: "Когато реакторът е в критично състояние, отрицателните ефекти на реактивността от температурата на горивото (доплеровата обратна връзка) осигуряват бърза обратна връзка по реактивност, за да компенсират бързото, неконтролируемо отклонение на реактивността. Отрицателният Доплеров коефициент на реактивност се осигурява от използването на гориво с ниско обогатяване. Тази Доплерова обратна връзка е основният механизъм за обратна връзка по отношение на реактивността, който осигурява присъщата защита от реактивност на активната зона по време на бързи отклонения на реактивността в зоната. За по-бавните преходни процеси на реактивност, които водят до повишаване на температурата на забавителя, неположителният температурен коефициент на реактивност на забавителя (топлоносителя) осигурява компенсаторна обратна връзка по реактивност, спомагайки за контролирането на тези по-бавни преходни процеси. Цялостната конструкция на активната зона установява неположителен температурен коефициент на реактивност на забавителя (топлоносителя).  Излъчването на радиация от отработеното гориво, съхранявано в спомагателната сграда, се предотвратява от горивната обвивка, от басейна за отлежаване на касети и вентилационните системи, обслужващи радиологично контролираната зона на спомагателната сграда. |
|  |  | **ЗАПАЗВАНЕ НА ЦЕЛОСТТА НА ПРОЕКТА НА ЦЕНТРАЛАТА ПРЕЗ ЦЕЛИЯ Й ЖИЗНЕН ЦИКЪЛ** |  |
| 2.15 | 1 | Проектирането, изграждането и пускането в експлоатация на ядрена електроцентрала може да бъде поделено между редица организации: архитект-инженера, доставчика на реактора и поддържащите го системи; доставчиците на основни компоненти; проектантите на електрически системи; и доставчиците на други системи, които са важни за безопасността на централата. | Това е обяснително становище. |
| 2.16 | 1 | Основната отговорност за безопасността се носи от лицето или организацията, отговорни за съоръженията и дейностите, които пораждат радиационни рискове (т.е. експлоатиращата организация) [1]. През 2003 г. Международната консултантска група по ядрена безопасност предложи експлоатиращата организация да създаде официален процес за поддържане на целостта на проекта на централата през целия период на експлоатация (т.е. по време на експлоатационния период и на етапа на извеждане от експлоатация). Официално определена структура в рамките на оперативната организация ще поеме отговорността за този процес. | Лицензиантът на централата е отговорен за създаването на програма за управление на конфигурацията на централата. Програмата за управление на конфигурацията на проекта на централата **AP1000** , използвана от Уестингхаус, предоставя данни за програмата на собственика/оператора. Документацията за проектната база на централата **AP1000** подкрепя програмата на лицензианта на централата. |
| 2.17 | 1 | На практика проектирането на ядрена електроцентрала е завършено едва когато се изготви пълната спецификация на централата (включително подробности за площадката) за нейното закупуване и лицензиране. В Референция [7] се подчертава необходимостта от официално назначена структура, която да носи цялостна отговорност за процеса на проектиране и да отговаря за одобряването на промените в проекта и за осигуряването на поддържането на необходимите знания. В Референция [7] е въведена и концепцията за "отговорни проектанти", на които тази официално определена структура може да възложи конкретни отговорности за проектирането на части от централата. Преди подаването на заявление за разрешаване на централата отговорността за проектирането се носи от проектантската организация (напр. доставчика). След като бъде подадено заявление за разрешаване на дадена централа, основната отговорност за безопасността се носи от заявителя, въпреки че подробните познания за проекта са на отговорните проектанти. Това съотношение ще се промени с пускането на централата в експлоатация, тъй като голяма част от тези подробни знания, като например знанията, съдържащи се в доклада за анализ на безопасността, ръководствата за проектиране и друга проектна документация, ще бъдат прехвърлени на експлоатиращата организация. За да се улесни този трансфер на знания, още на ранен етап ще бъде установена структурата на официално определената структура, която носи цялостната отговорност за процеса на проектиране. | Такова прехвърляне на отговорността за проектирането от проектантската организация към експлоатиращата организация е предвидено като част от плановете за изпълнение на проекта на централата **AP1000** . |
| 2.18 | 1 | Изискванията към системата за управление, които се поставят пред официално определената структура, ще се прилагат и към отговорните проектанти. Въпреки това цялостната отговорност за поддържане на целостта на проекта на централата ще се носи от официално определената структура и следователно в крайна сметка от експлоатиращата организация. | Проектирането на централата **AP1000** се регулира от системата на Уестингхаус за управление на качеството (СУК) чрез нейните процедури, които се прилагат за всеки аспект от проектирането, доставката, пускането в експлоатация и предаването на ядрена електроцентрала на експлоатиращата организация. (вж. раздел 17.3 от ДКП на централата **AP1000** [2])  Такова прехвърляне на отговорността за проектирането от проектантската организация към експлоатиращата организация е предвидено като част от плановете за изпълнение на проекта за централата **AP1000** . |
| **3.0** |  | **УПРАВЛЕНИЕ НА БЕЗОПАСНОСТТА ПРИ ПРОЕКТИРАНЕТО** |  |
|  |  | **Изискване 1: Отговорности при управлението на безопасността при проектирането на централата**  **Кандидатът за лиценз за изграждане и/или експлоатация на ядрена електроцентрала е отговорен да гарантира, че проектът, представен на регулаторния орган, отговаря на всички приложими изисквания за безопасност.** | ДКП на централата **AP1000** [2] е основният документ, с който се доказва, че стандартният проект на централата **AP1000** отговаря на приложимите изисквания за безопасност в САЩ. Собственикът/операторът като кандидат за лиценз за изграждане и/или експлоатация на централа **AP1000** в САЩ поема отговорността да приложи информацията от ДКП за централа **AP1000** [2] заедно със специфичната за площадката и собственика информация, за да гарантира, че представеният проект отговаря на приложимите изисквания за безопасност.  Адаптирането на процеса на лицензиране в други държави е определено като част от плановете за изпълнение на проектите за централи **AP1000** . |
| 3.1 | 1 | Всички организации, включително проектантската организация5, ангажирани с дейности, важни за безопасността на проекта на ядрена електроцентрала, са отговорни да гарантират, че на въпросите на безопасността се дава най-висок приоритет.  *Бележка под линия: 5**Проектантската организация е организацията, която отговаря за изготвянето на окончателния подробен проект на централата, която ще бъде построена.* | Системата за управление на качество СУК на Уестингхаус и свързаните с нея процедури дават най-висок приоритет на въпросите на безопасността. Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], раздел 17.3. |
|  |  | **Изискване 2:** Система за управление на проектирането на централата  **Проектантската организация трябва да създаде и приложи система за управление, за да гарантира, че всички изисквания за безопасност, установени за проектирането на централата, се разглеждат и прилагат във всички фази на процеса на проектиране и че те са изпълнени в окончателния проект.** | Системата за управление на качеството на Уестингхаус (и нейните предшественици) осигурява механизмите за гарантиране на изпълнението на изискванията за безопасност в проекта на централата **AP1000** . Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], раздел 17.3. ДКП на централата **AP1000** [2] предоставя документацията за изискванията за безопасност, а глава 14 определя проверките, тестовете и анализите, които трябва да се извършат, за да се докаже, че централата е изградена в съответствие с изискванията на ДКП. |
| 3.2 | 1 | Системата за управление6 трябва да включва разпоредби за гарантиране на качеството на проекта на всяка структура, система и компонент, както и на цялостния проект на ядрената електроцентрала във всеки един момент. Това включва средствата за идентифициране и коригиране на недостатъците на проекта, за проверка на адекватността на проекта и за контрол на промените в проекта.  *Бележка под линия: 6 Изискванията към системата за управление са установени в серията стандарти за безопасност на МААЕ № GS-R-3, Системата за управление на съоръженията и дейностите [8]/The Management System for Facilities and Activities [8].* | Системата за управление на качеството на Уестингхаус и свързаните с нея процедури осигуряват механизмите за осигуряване на качеството на проекта на централата **AP1000**, за идентифициране и коригиране на недостатъците на проекта, за проверка на адекватността на проекта и за контрол на промените в проекта. Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], раздел 17.3. |
| 3,3 | 1 | Проектирането на централата, включително последващите промени, модификации или подобрения на безопасността, трябва да бъде в съответствие с установените процедури, които се основават на подходящи инженерни кодекси и стандарти, и да включва съответните изисквания и проектни основи. Интерфейсите се идентифицират и контролират. | За тази цел в проекта на централата **AP1000** се прилагат СУК на Уестингхаус и свързаните с нея процедури. |
| 3.4 | 1 | Адекватността на проекта на централата, включително инструментите за проектиране и входните и изходните данни на проекта, се проверява и валидира от лица или групи, различни от тези, които първоначално са извършили работата по проектирането. Проверката, валидирането и одобрението на проекта на централата трябва да бъдат завършени възможно най-скоро в процеса на проектиране и строителство и във всички случаи преди започване на експлоатацията на централата. | Системата за управление на качеството на Уестингхаус и свързаните с нея процедури осигуряват механизмите за проверка и валидиране на проекта на централата **AP1000** .  Например, според СУК на Уестингхаус се извършват периодични прегледи на проекта. В прегледите на проектите участват оператори/собственици, експерти на Уестингхаус и независими експерти от индустрията. Процесът на преглед на проекта е етап от проверката и валидирането на аспектите на проекта. Освен това тя позволява постоянен и непрекъснат информационен поток между проектанта на централата и собственика/оператора. |
|  |  | **Изискване 3: Безопасност на конструкцията на централата през целия й експлоатационен период**  **Експлоатиращата организация трябва да създаде официална система за осигуряване на постоянна безопасност на проекта на централата през целия период на експлоатация на ядрената електроцентрала.** | Това е изискване на собственика/оператора на централата. Проектанта на централата служи като източник на информация за собственика/оператора по отношение на живота на централата. |
| 3.5 | 1 | Официалната система за осигуряване на постоянната безопасност на проекта на централата включва официално определена структура, която отговаря за безопасността на проекта на централата в рамките на системата за управление на експлоатиращата организация. Задачите, които се възлагат на външни организации (наричани отговорни проектанти) за проектиране на специфични части на централата, се вземат предвид в договореностите. | Това е изискване на собственика/оператора на централата. Проектанта на централата служи като източник на информация за собственика/оператора по отношение на живота на централата. |
| 3.6 | 1-4 | Официално определената структура гарантира, че проектът на централата отговаря на критериите за приемане по отношение на безопасността, надеждността и качеството в съответствие със съответните национални и международни кодекси и стандарти, закони и разпоредби. Установяват се и се изпълняват редица задачи и функции, за да се гарантира следното:  (а) че проектът на централата е подходящ за целта и отговаря на изискването за оптимизиране на защитата и безопасността чрез поддържане на радиационните рискове на възможно най-ниско ниво;  (б) че проверката на проекта, определянето на инженерни норми и стандарти и изисквания, използването на доказани инженерни практики, осигуряването на обратна връзка за информация относно конструкцията и опита, одобряването на ключови инженерни документи, извършването на оценки на безопасността и поддържането на култура на безопасност да са включени в официалната система за осигуряване на постоянна безопасност на проекта на централата;  (в) че са налични знанията за проекта, които са необходими за безопасната експлоатация, поддръжка (включително подходящи интервали за изпитване) и модификация на централата, че тези знания се поддържат в актуално състояние от експлоатиращата организация и че се отчитат надлежно миналият експлоатационен опит и потвърдените резултати от научни изследвания; | (а) Вж. отговора за параграфи 2.6, 2.7, 2.10 и изисквания 5, 12 и 78.  Резултатите от анализите на безопасността, описани подробно в ДКП на централата **AP1000** [2], глава 6, раздел 9.1 и глава 15, и ВАБ [4] в ДКП на централата **AP1000** [2], глава 19, предоставят доказателства за способността на КСК и процедурите за безопасност да контролират и ограничават последствията от откази и отклонения от нормалната експлоатация и по този начин гарантират, че проектът е надежден. Окончателната собственост и отговорност за процедурите на централата се носи от оператора на централата. Въпреки това Уестингхаус предоставя стандартен набор от процедури на централата **AP1000** за експлоатационни, аварийни, извънредни, ремонтни и тестови дейности, използвайки призната добра индустриална практика, която може да бъде използвана от оператора за определяне на специфични за площадката процедури. (вж. отговора за параграф 4.11).  (в) Уестингхаус предоставя стандартен набор от процедури на централата **AP1000** за експлоатационни, аварийни, извънредни, ремонтни и тестови дейности, използвайки призната добра индустриална практика, която може да бъде използвана от оператора за определяне на специфични за площадката процедури. (вж. отговора на изискване 4.11). В раздел 16.1 на ДКП на централата **AP1000** [2] са посочени техническите спецификации, например динамичен набор от параметри на централата, свързани с тях граници и условия за работа на централата, както и свързани КСК, които осигуряват изпълнението на функциите за безопасност. Краткосрочен контрол на наличността е определен и за активните системи от дълбоко ешелонираната защита (защита в дълбочина) (раздел 16.3 от ДКП на централата **AP1000** [2]). |
| ЗАЩИТА В ДЪЛБОЧИНА | 5-9 | (г) че се поддържа управление на изискванията за проектиране и контрол на конфигурацията;  (д) че се установят и контролират необходимите интерфейси с отговорните проектанти и доставчици, ангажирани в работата по проектирането;  (Е) че в рамките на оперативната организация се поддържат необходимите инженерни знания и научно-технически опит;  (Ж) че всички промени в проекта на централата се преглеждат, проверяват, документират и одобряват;  (з) че се поддържа подходяща документация, която да улесни бъдещото извеждане от експлоатация на централата. | (г) Вж. отговора за изискване 2.  (д) Системата за управление на качеството на Уестингхаус и свързаните с нея процедури предоставят средства за осигуряване на качеството на проекта на централата **AP1000** и за управление на доставчиците. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 17.3.  (е) Това е изискване на собственика/оператора на централата. Проектанта на централата служи като източник на информация за собственика/оператора по отношение на живота на централата.  (ж) Вж. отговора за параграф 3.4.  (з) Системата за управление на качеството на Уестингхаус и свързаните с нея процедури осигуряват механизмите за осигуряване на качеството на проекта на централата **AP1000** , за идентифициране и коригиране на недостатъците на проекта, за проверка на адекватността на проекта и за контрол на промените в проекта. Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], раздел 17.3. |
| **4,0** |  | **ОСНОВНИ ТЕХНИЧЕСКИ ИЗИСКВАНИЯ** |  |
|  |  | **Изискване 4: Основни функции за безопасност**  **Изпълнението на следните основни функции за безопасност на ядрената електроцентрала трябва да бъде осигурено за всички състояния на централата: (i) контрол на реактивността, (ii) отвеждане на топлината от реактора и от хранилището за гориво и (iii) задържане и ограничаване на радиоактивния материал, защита от радиация и контрол на планираните радиоактивни изхвърляния, както и ограничаване на случайните радиоактивни изхвърляния.** | Тези изисквания са изпълнени от централата **AP1000** , както е представено в глава 15 на ДКП на централата **AP1000** за проектни аварии и в глава 19 на ДКП на централата **AP1000** [2] и във ВАБ на централата **AP1000** [4] за надпроектни аварийни състояния. Отвеждането на топлината от разпада на отработеното гориво е разгледано в раздел 9.1.3 на ДКП за централата **AP1000** [2], а отвеждането на топлината от защитната конструкция (контеймънт) е разгледано в глава 6 на ДКП за централата **AP1000** [2]. Екранирането и контролът на изхвърлянията са разгледани в ДКП на централата **АР1000** [2], глави 11 и 12. |
| 4.1 | 1 | Прилага се систематичен подход за идентифициране на елементите, важни за безопасността, които са необходими за изпълнение на основните функции за безопасност, и за идентифициране на присъщите характеристики, които допринасят за изпълнението или влияят върху основните функции за безопасност за всички състояния на централата. | Анализите на безопасността на централата **AP1000**, ДКП [2], глава 6, раздел 9.1 и глава 15) и свързаните с тях технически спецификации **AP1000, ДКП [2]**, раздел 16.1) идентифицират и потвърждават КСК, необходими за изпълнение на функциите за безопасност в отговор на всяко иницииращо събитие. ДКП на централата **AP1000** [2], глава 19, приложение 19Е, предоставя систематична оценка на събитията, които биха могли да настъпят по време на спиране.  Освен това, наред с детерминистичните анализи на безопасността, ВАБ определя количествено реакцията на централата на спектър от иницииращи събития, за да покаже ниската вероятност от повреда на активната зона и произтичащия от това риск за населението. Входните данни за ВАБ включват конкретни стойности за надеждността на различните КСК в централата, които се използват за реагиране на постулирани иницииращи събития. Програмата за гарантиране на надеждността на проекта (ПГНП) - вж. раздел 17.4 от ДКП на централата **AP1000** [2]) се прилага като неразделна част от процеса на проектиране, за да се осигури увереност, че надеждността е вградена в централата и че важните предположения за надеждност, направени като част от ВАБ, ще останат валидни през целия експлоатационен период на централата. Дейностите по осигуряване на надеждността на експлоатационния етап осигуряват увереност, че дейностите по експлоатация и поддръжка, извършвани от действащата централа, следва да поддържат предположенията за надеждност, направени във ВАБ на централата.  В раздел 16.1 на ДКП на централата **AP1000** [2] са посочени техническите спецификации на централата, например динамичен набор от параметри на централата, свързани с тях граници и условия за работа на централата, както и свързани КСК, които осигуряват изпълнението на функциите за безопасност на централата **AP1000** . |
| 4.2 | 1 | Осигуряват се средства за наблюдение на състоянието на централата, за да се гарантира, че изискваните функции за безопасност се изпълнени. | Информацията на дисплея за безопасност на централата **AP1000** се използва от оператора за наблюдение и поддържане на безопасността на централата при всички експлоатационни условия, включително при очаквани експлоатационни събития (ОЕС), както и при условия на авария и след авария. Вижте ДКП на централата **AP1000** [2], раздел 7.5 |
|  |  | **Изискване 5: Радиационна защита**  **Проектът на ядрената електроцентрала трябва да гарантира, че дозите на облъчване на работещите в централата и на населението не надвишават граничните стойности на дозите; че те се поддържат толкова ниски, колкото е разумно достижимо в експлоатационни състояния през целия период на експлоатация на централата и че остават под допустимите граници и на възможно най-ниско ниво в условията на авария и след нея.** | Проектът на централата **AP1000** е разработен така, че да се сведе до минимум рискът от излагане на хората и околната среда на вредна радиация. Разпоредбите и проектните аспекти за поддържане на облъчването на персонала по ALARA през целия експлоатационен период на централата са представени в глава 12 от ДКП на централата **AP1000** [2]. Оценките на дозите за централата **AP1000** са представени в ДКП [2] за централата **AP1000** и Глави 11 и 12 ("Дози за работниците и дози за населението на границата на площадката при нормална експлоатация/) Worker doses and public doses at the site boundary for normal operations") и в ДКП [2] за централата **AP1000**, глава 15 ("Дози от аварии/Doses from accidents"). В раздел 11.5 на централата **AP1000** е описано как системата за радиационен контрол подпомага проектната цел за ALARA.  Основната управленска философия, която ръководи проектирането на централата **AP1000**, така че радиационното облъчване да бъде ALARA, включва:   * Проектиране на КСК с надеждност и пригодност за ремонтиране, като по този начин ефективно се намаляват изискванията за поддръжка на радиоактивните компоненти. * Проектиране на КСК с цел за намаляване на радиационните полета, което позволява дейностите по експлоатация, поддръжка и проверка да се извършват в минималното проектно радиационно поле. * Проектиране на КСК с цел за намаляване на времето за достъп, ремонт и отстраняване, като по този начин ефективно се намалява времето, прекарано в радиационни полета по време на експлоатация, поддръжка и проверка. |
|  |  | **Изискване 5: Радиационна защита (продължение)** | * Проектиране на КСК за дистанционна и полу-дистанционна експлоатация, поддръжка и инспекция, като по този начин ефективно се намалява времето, прекарано в радиационни полета.   Проектните характеристики на централата **AP1000** за насърчаване на ALARA са описани в раздел 12.3 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Примери за характеристики, които спомагат за поддържане на ALARA относно облъчването в централата **AP1000**, включват:   * Осигуряване на характеристики, позволяващи поддържането на най-съвременните химически условия за охлаждащата течност (топлоносителя) в реактора, така че да се сведе до минимум корозията и последващите изходни условия: те включват възможност за контрол на рН, достатъчни да отговарят на настоящите и развиващите се промишлени стандарти, и възможност за добавяне на цинк към топлоносителя на първи контур. * Осигуряване на функции, позволяващи източване, промиване и дезактивация на оборудването и тръбопроводите. * Проектиране на оборудването за намаляване на образуването и натрупването на радиоактивни материали и за улесняване промиването на уловителите на шлам. * Осигуряване на екраниране за защита на персонала по време на поддръжка или ремонт и при извеждане от експлоатация. * Осигуряване на средства и подходящо пространство за използване на подвижна екранировка. * Отделяне на по-силно радиоактивно оборудване от по-малко радиоактивно оборудване и осигуряване на отделни екранирани отделения за съседни елементи на радиоактивното оборудване. * Осигуряване на екранирани люкове за достъп за монтаж и демонтаж на компоненти на централата. |
|  |  | **Изискване 5: Радиационна защита (продължение)** | * Осигуряване на конструктивни характеристики, като например система за нормално подхранване и химичен контрол на топлоносителя (CVS), за свеждане до минимум на натрупването на шлам. * Осигуряване на средства и достатъчно пространство за използване на дистанционно и роботизирано оборудване за поддръжка и инспекция. * Опростяване на проекта на централата в сравнение с предишните PWR с подходи за проектиране като:   + Премахване на рециклирането на бор;   + Премахване на изпарителите;   + Използване на удължен горивен цикъл;   + Намаляване на компонентите, съдържащи радиоактивни течности. * Ясно и целенасочено отделяне на чисти зони от потенциално радиоактивни зони. |
| 4.3 | 1 | Проектът трябва да гарантира, че състоянията на централата, които биха могли да доведат до високи дози радиация или големи радиоактивни изхвърляния, са практически изключени7 и че няма или има само незначителни потенциални радиологични последици за състояния на централата със значителна вероятност за възникване.  *Бележка под линия: 7 Възможността за възникване на определени условия може да се счита за "практически елиминирана", ако е физически невъзможно те да възникнат или ако тези условия могат да се считат с висока степен на увереност за изключително малко вероятни за възникване.* | Критериите за дозата на облъчване, използвани за централата **AP1000** , са описани в глава 15 на ДКП [2] за централата **AP1000** и следват тази концепция, че по-честите събития имат граници, които водят до много ниски последствия, а само нискочестотните събития имат граници, основани на много консервативни допускания в горната граница на приемливостта. Вероятностният анализ на риска за **AP1000**, описан в глава 19 на ДКП за **AP1000**, показва, че тежките аварии с големи или ранни изхвърляния в първоначалния етап на авария могат да се считат за практически елиминирани поради тяхната изключително ниската честота на настъпване. |
| 4,4 | 1 | Установяват се допустими граници за целите на радиационната защита8 , свързани със съответните категории състояния на централата, в съответствие с нормативните изисквания.  *Бележка под линия: 8 Изискванията за радиационна защита и безопасност на източниците на радиация са установени в серия стандарти за безопасност на МААЕ № GSR, част 3, Радиационна защита и безопасност на източниците на радиация/Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: Международни основни стандарти за безопасност [9*]. | В съответствие с разпоредбите на САЩ използваните критерии за дозата на облъчване са описани в глава 15 на ДКП на централата **AP1000** [2] и са свързани с категориите състояния на централата. Извършена е оценка на проекта на централата **AP1000** по отношение на радиологичните ограничения на САЩ и е доказано, че той е приемлив (вж. глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000** ). Освен това проектът на централата **AP1000** е оценен спрямо критериите за радиологична доза, определени в EUR, за да се гарантира, че проектните изисквания са изпълнени. Тези анализи са документирани в Референции [9] и [10]. |
|  |  | **Изискване 6: Проектиране на ядрена електроцентрала**  **Проектът за ядрена електроцентрала трябва да гарантира, че централата и елементите, важни за безопасността, имат подходящи характеристики, за да се гарантира, че функциите за безопасност могат да бъдат изпълнявани с необходимата надеждност, че централата може да бъде експлоатирана безопасно в рамките на експлоатационните граници и условия за цялата продължителност на проектния ѝ живот и може да бъде изведена от експлоатация по безопасен начин, както и че въздействието върху околната среда е сведено до минимум.** | Проектът на централата **AP1000** е разработен въз основа на широко използване на детерминистични и вероятностни анализи, за да се определи, че радиационните рискове, възникващи през целия жизнен цикъл на централата, са според ALARA. (Виж ДКП на централата **AP1000** [2], глави 15 и 19). Както е видно от резултатите от анализите на безопасността (ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 6, раздел 9.1 и глава 15) и ниските вероятности за повреда на активната зона и съответно значителни изхвърляния, определени от ВАБ (ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 19): централата **AP1000** и елементите, важни за безопасността, са в състояние да изпълняват функциите си за безопасност с необходимата надеждност.  В раздел 16.1 на ДКП [2]на централата **AP1000** са представени техническите спецификации на централата **AP1000** , например динамичен набор от параметри на централата, съответни на тях граници и условия за работа на централата, както и свързани КСК, които осигуряват изпълнението на функциите за безопасност на централата **AP1000** .  Извършени са оценки на въздействието върху околната среда за централа **AP1000** на няколко ллощадки, в САЩ и в Китай, с приемливи резултати. Радиационното облъчване на околната среда е сведено до минимум чрез намаляване на потоците отпадъци, до практически възможна степен (вж. глава 11 от ДКП [2] на централата **AP1000** ). Въздействието върху околната среда вследствие на извеждането от експлоатация на централата **AP1000** е разгледано в Доклада за околната среда на централата **AP1000**(ER) [6], разработен в подкрепа на Обща оценка на проекта (GDA) на Обединеното кралство. |
| 4.5 | 1 | Проектът за ядрена електроцентрала трябва да е такъв, че да гарантира изпълнението на изискванията за безопасност на експлоатиращата организация, изискванията на регулаторния орган и изискванията на съответното законодателство, както и на приложимите национални и международни кодекси и стандарти, и да отчита надлежно човешките възможности и ограничения, както и факторите, които биха могли да повлияят на работата на човека. Предоставя се адекватна информация за проекта, за да се гарантира безопасната експлоатация и поддръжка на централата и да се позволи извършването на последващи промени в централата. Предоставят се препоръчителни практики, които да бъдат включени в административните и оперативните процедури на централата (т.е. това са оперативните ограничения и условия). | В "Доклада за безопасност на жизнения цикъл на централата" (UKP-GW-GL-737, Ред. 2, "[PLCSR]), разработен в подкрепа на общата оценка на проекта на централата **AP1000** в Обединеното кралство, се предоставят насоки за проверка на процеса на изграждане и извършване на първоначални тестове, анализи и критерии за приемане, за да се докаже, че тези изисквания са изпълнени на базата на конкретния проект.  В ДКП [2] на централата **AP1000** като цяло се посочват изискванията за безопасност (на експлоатиращата организация, регулаторния орган, законодателството, кодексите (нормите) и стандартите) и как проектът отговаря на тези изисквания като част от изпълнението на проекта. В глава 18 на ДКП [2] на централата **AP1000** се обсъжда програмата за инженеринг на човешкия фактор в **AP1000** . Информацията за централата **AP1000**, предоставена на експлоатационната организация, е достатъчна, за да може тя да поеме ролята и отговорността за безопасната и ефективната експлоатация на централата. Глава 16 от ДКП [2] на централата **AP1000** осигурява основата за експлоатационните ограничения и условия на експлоатиращата организация.  Проектът на централата **AP1000** е признат в международен мащаб и е разгледан от регулаторни органи в цял свят, включително Китай, Обединеното кралство и Канада. PWR на **AP1000** получи окончателно одобрение на проекта от NRC на САЩ и потвърждение за приемливост на проекта от регулаторните органи на Обединеното кралство като част от процеса на общата оценка на проекта. Централата **AP1000** е лицензирана за строителство в САЩ и е получила лиценз за експлоатация, както и одобрение за строителство в Китай. Проектът на централата **AP1000** е оценен от независими експерти и е потвърдено, че отговаря на изискванията на документа EUR и на URD на НИИЕ (Научноизследователски институт по енергетика). |
| 4.6 | 1 | Проектът надлежно ще отчита съответния наличен опит, натрупан при проектирането, изграждането и експлоатацията на други атомни електроцентрали, както и резултатите от съответните изследователски програми. | В централата **AP1000** е взет предвид предишният експлоатационен опит, разгледан в ДКП [2]на централата **AP1000** , раздели 1.2 (URD) и 1.9, и WCAP-15800 "Eксплоатационна оценка на АР1000/Operational Assessment for AP1000" [10].  Проектът на централата **AP1000** е оценен от независими експерти и е потвърдено, че отговаря на изискванията на документа EUR и на URD на НИИЕ (Научноизследователски институт по енергетика (EPRI)), които разглеждат изискванията за АЕЦ с леководни реактори за следващото поколение ядрени реактори.  С изграждането на всяка нова централа **AP1000** стандартизацията на централата **AP1000** позволява бързото и ефективно прилагане на научените уроци в бъдещите проекти за нови централи от типа **AP1000** .  Вижте също отговора за параграф 3.3. |
| 4.7 | 1 | При проектирането трябва да се вземат предвид резултатите от детерминистичните анализи на безопасността и вероятностните анализи на безопасността, за да се гарантира, че е отделено необходимото внимание на предотвратяването на аварии и на смекчаването на последиците от евентуално възникнали аварии. | Проектът на централата **AP1000** балансира между предотвратяването на аварии и смекчаването на последиците от тях в случай на възникване.  Вижте отговора на изисквания 1, 2 и 3. Системите на дълбоко ешелонираната защита (ДЕЗ) осигуряват защита на инвестициите, като се задействат като една от първите линии на защита за намаляване на анормално състояние и свеждат до минимум изискванията към системите за пасивна безопасност. Ако системите за ДЕЗ не са достатъчни, за възстановяване след събитието, ще се задействат системите за пасивна безопасност. Диверсификацията, включена в системите за пасивна безопасност въз основа на предвижданията на ВАБ, им позволява да предоставят разнообразни пасивни средства за намаляване на най-честите събития.  Цялостният ДКП [2] на централата **AP1000** предоставя цялостна оценка на безопасността на централата **AP1000**. Детерминистичните анализи на безопасността са разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 6, раздел 9.1 и глава 15, а ВАБ е разгледан в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 19. |
| 4.8 | 1 | Проектът трябва да е такъв, че да гарантира, че генерирането на радиоактивни отпадъци и изхвърлянията са сведени до минималните възможни нива както по отношение на активността, така и по отношение на обема, посредством подходящи проектни мерки и практики за експлоатация и извеждане от експлоатация. | Централата **AP1000** свежда до минимум активността и обема на радиоактивните отпадъци, както е описано в глава 11 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Намаляването на отпадъците и извеждането от експлоатация също са разгледани в ER/Доклад за околната среда [6] на централата **AP1000** , разработен за обща оценка на проекта в UK GDA. |
|  |  | **Изискване 7: Прилагане на дълбоко ешелонирана защита-защита в дълбочина**  **Проектът на ядрена електроцентрала трябва да включва дълбоко ешелонирана защита. Нивата на ешелонираната защита трябва да са независими, доколкото това е практически възможно.** | Независимостта между системите за безопасност е посочена в Общи критерии за проектиране (ОКП- GDC) 5, 22 и 24 на NRC на САЩ. Съответствието на проекта на централата **AP1000** с критерия на ОКП е обсъдено и документирано в APP-GW-GL-100, "**AP1000** Съответствие с общите критерии за проектиране на NRC на САЩ/**AP1000** Conformance with US NRC General Design Criteria" [12].  Централата **AP1000** осигурява множество нива на защита с висока степен на независимост, както е видно от оценките на безопасността в ДКП [2] на централата **AP1000** , глави 15 и 19.  Вж. също отговора за параграф 2.13 и EPS-GW-GL-701, **AP1000** Оценка на целите за безопасност на Асоциация на западноевропейските органи за ядрено регулиране (WENRA) за нови енергийни реактори/**AP1000** Evaluation of Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) Safety Objectives for New Power Reactors [17] по отношение на съответствието на проекта на централата **AP1000** с цел за безопасност O4 на WENRA (Независимост между всички нива на ешелонираната защита). |
| 4.9 | 1 | Концепцията за ешелонирана защита се прилага, за да се осигурят няколко нива на защита, които имат за цел да предотвратят последиците от аварии, които биха могли да доведат до вредни последици за хората и околната среда, и да гарантират, че са предприети подходящи мерки за защита на хората и околната среда и за смекчаване на последиците в случай, че превенцията не успее. | Вижте отговора за параграф 2.13 и изискване 7. |
| 4.10 | 1 | При проектирането се отчита надлежно фактът, че наличието на няколко нива на защита не е основание за продължаване на експлоатацията при липса на едно ниво на защита. Всички нива на ешелонираната защита се поддържат на разположение по всяко време, а всякакви облекчения се обосновават за специфични режими на работа. | Експлоатацията на централата **AP1000** трябва да бъде в рамките на изискванията за експлоатираното оборудване и състоянията на централата, посочени в техническите спецификации, представени в глава 16 на ДКП [2]на централата **AP1000** . В техническите спецификации се определят ограничителните условия за експлоатация, включително изискванията към разработените функции за безопасност. Операторът на централата е отговорен за поддържането на Техническите спецификации за експлоатация. Примерните основи на техническите спецификации, представени в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 16, предоставят обосновка за избора на техническите спецификации за експлоатация и всяко облекчение на нивата на защита, налични в различните режими на експлоатация.  В допълнение към техническите спецификации, които се прилагат към системите за безопасност, централата **AP1000** осигурява контрол на експлоатационната готовност за активните функции на дълбоко ешелонираната защита, както е показано в раздел 16.3 на ДКП [2] на централата **AP1000** . |
| 4.11 | 1 | Проекта:  (а) Трябва да предвижда множество физически бариери срещу изпускане на радиоактивни материали в околната среда;  (б) трябва да е консервативен и конструкцията да е висококачествена, така че да се гарантира, че отказите и отклоненията от нормалната експлоатация са сведени до минимум, че авариите са предотвратени, доколкото е възможно, и че малко отклонение в параметър на централата не води до “ефекта на ръба на скалата”9;  *Бележка под линия: 9 "Ефектът на ръба на скалата" в ядрената електроцентрала е случай на сериозно необичайно поведение на централата, причинено от рязък преход от едно състояние на централата към друго след малко отклонение в параметър на централата и по този начин внезапна голяма промяна в условията на централата в отговор на малка промяна на входните данни.* | Вижте отговора за параграф 2.13 и изискване 7. Проектът на централата **AP1000** осигурява множество нива на защита за намаляване на последствията от аварии, което води до изключително ниски вероятности за повреда на активната зона. Дълбоко ешелонираната защита е неразделна част от проекта на централата **AP1000**, като множество отделни характеристики на централата могат да осигурят определена степен на защита за безопасността на централата.  (а) **Физически граници на централата** - Един от най-разпознаваемите аспекти на дълбоко ешелонираната защита, е защитата на обществената безопасност чрез физическите граници на централата. Изхвърлянията на радиация се предотвратяват от обвивката на горивото, границата на контура на охладителя (топлоносителя) на реактора и границата на защитната конструкция (контеймънт). Вж. раздел 1.1, 1.2 и 1.9 от ДКП [2] на централата **AP1000** . В глава 15 на ДКП [2] на централата **AP1000** е показано, че способността за охлаждането на активната зона и целостта на защитната конструкция (контеймънт) могат да се поддържат до 72 часа след проектно събитие, ако се приеме, че е налице най-ограничаващия единичен отказ, няма действия на оператора и няма захранване с променлив ток на площадката и извън нея.  (б) Проектът и конструкцията на централата **AP1000** отговарят на това изискване. При нормални условия на експлоатация най-основното ниво на дълбоко ешелонираната защита осигурява стабилна и надеждна работа на централата. Това се постига чрез подбор на материали, осигуряване на качество по време на проектирането и строителството, добре обучени оператори, както и чрез усъвършенствана управляваща система за управление и проект на централата, които осигуряват значителни резерви за работа на централата преди наближаване на пределите на безопасност. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000** , раздели 1.1 и 1.2 за общия проект. Вижте също ДКП [2] на централата **AP1000** , глава 3 за проектирането на КСК. |
| 4.11 (продължение) | 4-5 | (в) предвижда контрол на поведението на централата чрез средствата на присъщи и инженерни характеристики, така че отказите и отклоненията от нормалната работа, изискващи задействане на системите за безопасност, да бъдат сведени до минимум или изключени чрез проектирането, доколкото това е възможно;  (г) Предвижда допълване на управлението на централата чрез автоматично задействане на системите за безопасност, така че отказите и отклоненията от нормалната експлоатация, които надхвърлят възможностите на системите за управление, да могат да бъдат контролирани с висока степен на увереност, а необходимостта от действия на оператора в ранната фаза на тези откази или отклонения от нормалната експлоатация да бъде сведена до минимум; | (в) Архитектурата на контролно-измервателните прибори и автоматика (КИП и А) на централата **AP1000** е представена в глава 7 на ДКП [2] на централата **AP1000** . СУЗ (PLS) осигурява управление при нормални операции и преходни процеси. Както е представено в глава 17 на ДКП [2] на централата **AP1000**, ПГНП на централата **AP1000** се прилага като неразделна част от процеса на проектиране на централата **AP1000** , за да се осигури увереност, че надеждността е част от проектирането в централата и че важните предположения за надеждност, направени като част от ВАБ на централата **AP1000**, ще останат валидни през целия период на експлоатация на централата. Във ВАБ се оценява количествено реакцията на централата към спектър от иницииращи събития, за да се докаже ниската вероятност от повреда на активната зона и произтичащия от това риск за населението. При по-вероятни събития надеждните активни системи на дълбоко ешелонираната защита се задействат автоматично, за да осигурят първо ниво на защита и да намалят вероятността от ненужно задействане и работа на пасивните системи за безопасност. Освен това инженерните характеристики за безопасност са представени в глава 6 на ДКП [2] на централата **AP1000** .  (г) Пасивните системи и оборудване за безопасност на централата **AP1000** са достатъчни за автоматично установяване и поддържане на целостта на охлаждането на активната зона и защитната конструкция (контеймънт)) в продължение на 72 часа след проектно събитие, ако се приеме, че е налице най-ограничаващата единична повреда, че няма действия от страна на оператора и няма източници на променлив ток на площадката и извън нея; СМЗБ задейства тези системи. Вж. глава 6 от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 4.11 (продължение) | 6 | (д) Предвижда системи, структури и компоненти и процедури за контрол на протичането и, доколкото е възможно, за ограничаване на последиците от откази и отклонения от нормалната експлоатация, които надхвърлят възможностите на системите за безопасност; | (д) Резултатите от анализите на безопасността в ДКП [2] на централата AP1000, глава 6, раздел 9.1 и глава 15, и ВАБ в ДКП [2] на централата AP1000, глава 19, са доказателство, че способността на КСК за безопасност и процедурите за безопасност на централата AP1000 да контролират хода и, доколкото е възможно, да ограничават последствията от откази и отклонения от нормалната експлоатация, е надеждна. Окончателната собственост и отговорност за процедурите на централата се носи от оператора. Въпреки това Уестингхаус предоставя стандартен набор от процедури на централата AP1000 за експлоатационни, аварийни, извънредни, ремонтни и тестови дейности, използвайки призната добра индустриална практика, която може да бъде използвана от оператора за определяне на специфични за площадката процедури. Тези процедури включват следното: нормални работни процедури, работни процедури при отклонение от нормален режим, аварийни работни процедури, процедури за надзорни тестове, процедури за поддръжка, процедури за възстановяване на алармите, ръководства за управление на тежки аварии. |
| 4.11 (продължение) | 7 | (е) осигурява многобройни средства за гарантиране на изпълнението на всяка от основните функции за безопасност, като по този начин гарантира ефективността на бариерите и намалява последиците от всеки отказ или отклонение от нормалното функциониране. | (е) Допълнително ниво на защита се осигурява от диверсифицираните функции за намаляване на въздействието в рамките на системите за пасивна безопасност. Този диверсификация съществува например във функцията за отвеждане на остатъчната топлина. Топлообменник за пасивно отвеждане на остатъчната топлина е пасивната функция за безопасност за отвеждане на топлината от разпад по време на преходен процес. В случай на многобройни откази, които възпрепятстват функцията за пасивно отвеждане на остатъчната топлина, дълбоко ешелонираната защита се осигурява от функциите за пасивно впръскване на пасивната система за охлаждане на активната зона и функцията за автоматично изпускане на налягането от системата на контура на топлоносителя (пасивно подаване и изпомпване). Вж. глава 6 от ДКП [2] на централата **AP1000**.  Следващото ниво на защита в дълбочина е наличието на определени системи за намаляване на потенциала за събития, водещи до повреда на активната зона. Проектът на централата **AP1000** предоставя на операторите възможност да източват водата от резервоара за съхранение на вода за презареждане на гориво в херметичната конструкция (контеймънт) в кухината на реактора, в случай че активната зона е открита и се топи. Това предотвратява разрушаването на корпуса на реактора и последващото преместване на разтопени остатъци от активната зона в защитната конструкция (контеймънт). Задържането на отломките в реакторния корпус осигурява висока степен на увереност, че няма да се стигне до разрушаване на защитната конструкция (контеймънт) и изпускане на радиоактивни вещества в околната среда поради явления, свързани с тежки аварии извън корпуса на реактора.  Общата честота на тежките изхвърляния в централата (която включва вътрешни събития, вътрешен пожар, вътрешно наводнение и опасност от спиране), прогнозирана от ВАБ, е 5,9E-8 събития на реакторна година, което е много по-малко, отколкото при конвенционалните централи. |
| 4.12 | 1 | За да се гарантира запазването на концепцията за ешелонирана защита, проектът трябва да предотвратява, доколкото това е практически възможно:  (а) Предизвикателства пред целостта на физическите бариери;  (б) Отказ на една или повече бариери;  (в) отказ на бариера вследствие на повреда на друга бариера;  (г) Възможността за вредни последици от грешки при експлоатацията и поддръжката. | Вж. отговора за параграф 4.11.   1. Конструкцията на централата **AP1000** за стабилна и нормална работа предотвратява предизвикателства по отношение на целостта на физическите бариери. Освен това е доказано, че материалите, използвани за осигуряване на физическите бариери, са с ниска вероятност за отказ. Вижте също така обсъждането на съответствието на централата **AP1000** с общите критерии за проектиране на NCR на САЩ 14. 16, 30, 31 [12]. 2. & д) Аварийните анализи, представени в AP1000 ДКП [2], глава 15, демонстрират как се предотвратява повреда на бариера, когато бъде предизвикана от повреда на друга бариера или друго събитие. Вижте също така обсъждането на съответствието на централата **AP1000** с общите критерии за проектиране на NRC на САЩ 14. 16, 30, 31 [12]. Допълнително ниво на защита при повреда на бариера вследствие на отказ на друга бариера се осигурява чрез разнообразните функции за намаляване на въздействието в рамките на системите за пасивна безопасност. Целостта на херметичната защитна конструкция (контеймент) се защитава допълнително чрез следващото ниво на дълбоко ешелонирана защита, т.е. наличието на определени системи за намаляване на потенциала за събития, водещи до повреда на активната зона. Ръководствата за намаляване на последиците от тежки аварии дават насоки на операторите и персонала за аварийно реагиране за това как да действат при авария в централата, при която определени параметри на централата са достигнали точка, в която може да е настъпило увреждане на активната зона. |
| 4.12 (продължение) | 1 |  | (д продължение)  Проектът на централата **AP1000** предоставя на операторите възможност да източват водата от резервоара за съхранение на вода за презареждане в херметичната зона в кухината на реактора, в случай че активната зона е открита и се топи. Това предотвратява разрушаването на корпуса на реактора и последващото преместване на разтопени остатъци от активната зона в защитната конструкция (контеймънт) Задържането на отломките в корпуса осигурява висока степен на увереност, че няма да се стигне до разрушаване на защитната конструкция (контеймент) и до изхвърляне на радиоактивни вещества в околната среда вследствие явленията на тежка авария извън корпуса. Анализът също така показва, че има висока степен на сигурност за ниска вероятност от отказ на защитната конструкция (контеймент), ако се поддържа пасивно водно охлаждане на защитната кострукция в продължение на 3 дни и след това се приеме само въздушно охлаждане.  (г) ДКП [2] на централата **AP1000** Глава 18 [2] описва прилагането на инженерните дисциплини, свързани с човешкия фактор, при проектирането на централата **AP1000** . |
| 4.13 | 1 | Проектът трябва да е такъв, че да гарантира, доколкото е практически възможно, че първото или най-много второто ниво на защита е в състояние да предотврати ескалация до аварийни условия за всички откази или отклонения от нормалната експлоатация, които е вероятно да възникнат през експлоатационния период на ядрена електроцентрала. | Вижте отговора за параграф 4.11 и изискване 7. |
| 4.13A | 1 | Нивата на дълбоко ешелонираната защита са независими, доколкото е възможно, за да се избегне провалът на едно ниво да намали ефективността на другите нива. По-специално, характеристиките за безопасност за условията на надпроектни аварийни състояния (особено характеристиките за намаляване на последиците от аварии, включващи разтопяване на гориво) трябва да бъдат, доколкото е възможно, независими от системите за безопасност. | Вижте отговора за параграф 4.11 и изискване 7. Вижте също EPS-GW-GL-701, AP1000 Оценка на Целите за безопасност на Асоциация на западноевропейските органи за ядрено регулиране (WENRA) за нови енергийни реактори [17] по отношение на съответствието на проекта на инсталацията AP1000 с Цел за безопасност на WENRA O4 (Независимост между всички нива на ешелонираната защита). |
|  |  | **Изискване 8: Връзки на безопасността със сигурността и предпазните мерки**  **Мерките за безопасност, мерките за ядрена сигурност и договореностите за държавната система за отчитане и контрол на ядрения материал за ядрена електроцентрала се проектират и прилагат по интегриран начин, така че да не се компрометират взаимно.** | Мерките за безопасност и сигурност на централата **AP1000** са разработени по интегриран начин с активното участие на организациите на АЕЦ с леководни реактори с опит в експлоатацията на централата. |
|  |  | **Изискване 9: Доказани инженерни практики**  **Елементите, които са важни за безопасността на ядрената електроцентрала, се проектират в съответствие със съответните национални и международни норми и стандарти.** | Промишлените норми и стандарти са получени и използвани при проектирането на централата **AP1000** от следните организации. В раздел 3.2 от ДКП [2] на централата **AP1000** са изброени основните норми и стандарти, използвани при проектирането. Конкретното приложение на индустриалните кодекси, норми и стандарти е представено в различни раздели на ДКП [2] на централата **AP1000**. В допълнение към вътрешната проверка проектът на централата **AP1000** е прегледан от различни органи по безопасността, като NRC на САЩ, ONR на Обединеното кралство и NNSA на Китай. |
| 4.14 | 1х | За предпочитане е елементите, важни за безопасността на ядрената електроцентрала, да са с конструкция, която е била доказана преди това в еквивалентни приложения, а ако не е, да е с високо качество и с технология, която е била квалифицирана и изпитана. | Проектът на централата **AP1000** до голяма степен се основава на опита в проектирането и експлоатацията на съществуващи централи. Първичната система за производство на електроенергия е позната и се основава на доказани и надеждни характеристики на реакторите тип PWR на Уестингхаус, но с еволюционни подобрения, които са в резултат на десетилетията експлоатационен опит, разработването на усъвършенствани материали и по-добри производствени техники. Например замяната на тръбите на парогенераторите от сплав 600 с тръби от сплав 690 и използването на сплави с ниско съдържание на кобалт за намаляване на активирането са някои от примерите. Това, разбира се, е пряко продължение и резултат от подмяната на парогенераторите в действащите централи. Сравнение на основните конструктивни характеристики и номинални параметри на централата **AP1000** с типична централа с два контура на Уестингхаус е представено в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.3.  Където е приложимо, резултатите от програмата за научни изследвания и развитие, получени за конфигурацията **AP600** , са използвани при проектирането на централата **AP1000**. Това се отнася за материалите, модулната конфигурация на централата и изследванията на дозата (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.5.1 и приложение 3D.5.1.2) |
| 4.15 | 1 | Националните и международните норми и стандарти, които се използват като правила за проектиране на важни за безопасността елементи, се идентифицират и оценяват, за да се определи тяхната приложимост, адекватност и достатъчност, и се допълват или изменят, ако е необходимо, за да се гарантира, че качеството на проекта е съизмеримо със съответната функция за безопасност. | Проектът на КСК на централата **AP1000**  отговаря на това изискване, както е описано в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави от 3 до 11. В глава 17 на ДКП [2] на централата **AP1000** е описана програмата за гарантиране на надеждността на проекта.  Където е приложимо, резултатите от програмата за научни изследвания и развитие, получени за конфигурацията **AP600** , са използвани при проектирането на централата **AP1000**. Това се отнася за материалите, модулната конфигурация на централата и изследванията на дозата (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.5.1 и приложение 3D.5.1.2) |
| 4.16 | 1 | Когато се въвежда недоказан проект или функция или когато има отклонение от установена инженерна практика, безопасността се доказва чрез подходящи подкрепящи изследователски програми, експлоатационни изпитвания със специфични критерии за приемане или проучване на експлоатационния опит от други съответни приложения. Новият проект или функция, или новата практика трябва също да бъдат адекватно тествани, доколкото това е възможно, преди да бъдат въведени в експлоатация, и да бъдат наблюдавани по време на експлоатация, за да се провери дали поведението на централата отговаря на очакванията. | Извършени са изпитвания (тестове) за потвърждаване на работата на новите характеристики на централата **AP1000**, както е описано в раздел 1.5 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Извършените в централата предварителни експлоатационни тестове са разгледани в глава 14. Периодичните тестове по време на експлоатация са разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 3.9 и 16.1.  Където е приложимо, резултатите от програмата за научни изследвания и развитие, получени за конфигурацията на централата **AP600**, са използвани за проектирането на централата **AP1000** . Това се отнася за материалите, модулната конфигурация на централата и изследванията на дозата (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.5.1 и приложение 3D.5.1.2) |
| 4.16 (продължение) | 1 |  | Уестингхаус извърши подробна оценка на приложимостта на тестовете на **AP600** към проекта на централата **AP1000**, която включваше:   * Разработване на система за идентифициране и класифициране на явленията, която оценява всички проектни аварии, за да се определят явленията, които се появяват по време на различните етапи на проектните аварии, и тяхното значение за анализа им. * Извършване на оценки на мащаба на тестовете на централата **AP600**, за да се определи приложимостта им към проекта на централата **AP1000**.   Освен това бяха проведени допълнителни изпитвания в Държавния университет на Орегон, за да се потвърди, че изпитванията в централата **AP600** са приложими към проекта на централата **AP1000**.  Тестовете потвърдиха, че компютърните кодове, проверени за централата **AP600** , могат да се използват за проектирането на централата **AP1000**. Експерти от индустрията и NRC на САЩ извършиха независими прегледи и се съгласиха със заключенията. |
| 4.16 (продължение) | 1 |  | Програмата за изпитване на централата **AP600** включваше:  **Отделни ефекти при тестване на Компоненти / Системи**   * Тестове на помпата за охлаждане на реактора * Изпитване на топлообменник за пасивно отвеждане на остатъчната топлина * Изпитване на бака за подпитка на активната зона * Изпитване на разпределението на водата в херметичната обвивка * Изпитвания за топло- и масообмена на защитната конструкция (контеймънт) * Изпитвания в аеродинамичен тунел за охлаждане на защитната конструкция (контеймънт) * DNB тестове * Тест на автоматичната система за понижаване на налягането (пълен обем)   **Тестове на интегрирани системи**   * Тест на интегрираното пасивно охлаждане в защитната конструкция (контеймент) * Широко мащабно тестване на интегрираното пасивно охлаждане в защитна конструкция (контеймент) * Тест на интегрирани системи на пълен напор и максимално налягане * Дългосрочно тестване на интегрирани системи за охлаждане |
|  |  | **Изискване 10: Оценка на безопасността**  **По време на целия процес на проектиране на ядрена електроцентрала се извършват цялостни детерминистични оценки на безопасността и вероятностни анализи на безопасността, за да се гарантира, че всички изисквания за безопасност на проекта на централата са изпълнени през всички етапи от жизнения цикъл на централата, и за да се потвърди, че проектът във вида, в който е доставен, отговаря на изискванията за производство и строителство, както и във вида, в който е построен, експлоатиран и модифициран.** | Цялостният ДКП [2] на централата **AP1000** предоставя пълна оценка на безопасността. (Виж ДКП [2] на централата **AP1000**, Приложение 1B, Глави: 15, 17, 19) |
| 4.17 | 1 | Оценките на безопаснотта10 трябва да започнат на ранен етап от процеса на проектиране, като се повтарят с итериране дейностите по проектиране и потвърждаващите аналитични дейности, и трябва да се увеличават обхвата и нивото на подробност с напредването на програмата за проектиране.  *Бележка под линия: 10 Изискванията за оценка на безопасността на съоръженията и дейностите са установени в GSR Част 4 (Ред. 1) [2].* | Вж. раздел 19.1 от ДКП [2] на централата **AP1000**, който описва итеративния процес на проектиране, използван по отношение на ВАБ. Подобен процес беше извършен и при детерминистичния анализ на безопасността. |
| 4.18 | 1 | Оценките на безопасността се документират във форма, която улеснява независимата оценка. | Като цяло ДКП [2] на централата **AP1000** предоставя цялостна оценка на безопасността на централата **AP1000** във вид, който улеснява независимата оценка, и е оценен от NRC на САЩ, от NNSA на Китай (предварителен и окончателен доклад за анализ на безопасността) и от органа по безопасността на Обединеното кралство като част от техния процес на етап 4 от Общата оценка на проекта. За този процес за основа на оценката е използван Доклад за безопасност преди строителството (PCSR) [19] на централата **AP1000** . Настоящият документ представя оценката на безопасността на централата **AP1000** във формат, съответстващ на регулаторните изисквания на Обединеното кралство, но се основава на същите анализи като тези, представени в [2]. |
|  |  | **Изискване 11: Осигуряване на строителство**  **Елементите, които са важни за безопасността на ядрената електроцентрала, се проектират така, че да могат да се произвеждат, конструират, сглобяват, инсталират и монтират в съответствие с установените процеси, които гарантират постигането на проектните спецификации и необходимото ниво на безопасност.** | Уестингхаус проведе разработването на проекта на централата **AP1000** в рамките на своята призната СУК и пое основната отговорност за безопасността по време на разработването на проекта. Тази СУК и тези на други участващи организации се прилагат при реализацията на проектите в централата **AP1000**, за да се гарантира спазването на проектните спецификации. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 17.3. |
| 4.19 | 1 | При осигуряването на строителството и експлоатацията се взема предвид съответният опит, придобит при изграждането на други подобни инсталации и свързаните с тях конструкции, системи и компоненти. Когато се възприемат най-добри практики от други съответни отрасли, трябва да се докаже, че тези практики са подходящи за конкретното ядрено приложение. | Проектът на централата **AP1000** се основава до голяма степен на опита от съществуващите централи с PWR на Уестингхаус. Някои конструкции в централата **AP1000** са запълнени с бетон стоманени конструкции. Този тип структура не се използва често в ядрената индустрия. Използването на този тип структура за специфичните приложения на централата **AP1000** е показано като подходящо в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.8 и Приложение 3З.  Възможността за изграждане на конструкциите на централата **AP1000** чрез използване на подход с гарантирано качество е установена като част от проекта. Уестингхаус работи в тясно сътрудничество със своите партньори в строителството. Прегледите на строителството, планирането и възможността за строителство бяха извършени едновременно с инженерния проект. Научените уроци от предишни и текущи строителни проекти се отчетени в проекта. Ето защо процесът на строителство ще бъде подобрен в резултат на опита от изграждането на централа **AP1000** . |
|  |  | **Изискване 12: Функции за улесняване на управлението на радиоактивни отпадъци и извеждането от експлоатация**  **На етапа на проектиране на ядрената електроцентрала трябва да се обърне специално внимание на включването на характеристики, които да улеснят управлението на радиоактивните отпадъци и бъдещото извеждане от експлоатация и демонтиране на централата.** | ДКП [2]на централата **AP1000** Глави 11 и 12 описват характеристиките на централата **AP1000** , които улесняват управлението на радиоактивните отпадъци.  По-специално, в раздел 12.1.2 на ДКП [2] на централата **AP1000** и в неговите подточки е описано как проектът на централата **AP1000** отчита ALARA. Повишената надеждност и дълготрайност на компонентите намалява не само дозите, на които могат да бъдат изложени работниците, но и поддръжката на самите компоненти, а оттам и обема на образуваните отпадъци (замърсени/активирани компоненти).  Извеждането от експлоатация на централата не е разгледано в ДКП [2] за централата **AP1000**, но е разгледано за Обединеното кралство в ОВОС за централата **AP1000** и PCSR (Доклад за безопасност преди строителството) [6 и 20]. Минимизирането на отпадъците е неразделна част от управлението на отпадъците. Основните принципи на проектиране на централата **AP1000** минимизират генерирането на радиоактивни отпадъци по време на експлоатация и по време на извеждането от експлоатация. Централата **AP1000** е проектирана с по-малко клапани, тръби и други компоненти, така че при дейностите по поддръжка (ремонт и подмяна) и извеждане от експлоатация ще се генерират по-малко отпадъци. |
| 4.20 | 1 | По-специално, при проектирането трябва да се вземат предвид:  (а) Изборът на материали, така че количеството на радиоактивните отпадъци да бъде сведено до минимум, доколкото е практически възможно за да се улесни дезактивацията;  (б) Възможностите за достъп и средствата за обработка, които може да са необходими;  (в) съоръженията, необходими за управлението (т.е. разделяне, характеризиране, класифициране, предварително третиране, обработка и кондициониране) и съхранението на радиоактивните отпадъци, генерирани по време на експлоатацията, както и разпоредби за управлението на радиоактивните отпадъци, генерирани при извеждането от експлоатация на централата. | (а) В глава 11 от ДКП [2] на централата **AP1000** са описани проектните характеристики на централата **AP1000**, които улесняват управлението на радиоактивните отпадъци, а в раздел 12.3 са описани проектните характеристики според ALARA. Както е описано в последния текст, спецификациите на оборудването за компоненти, изложени на въздействието на високотемпературна охлаждаща течност от реактора, съдържат ограничения за съдържанието на кобалт в основния метал. В ОВОС на централата **AP1000** [6], раздели 3.5.1 и 3.5.4 се обсъжда допълнително как генерирането на отпадъци е сведено до минимум чрез проекта.  (б) В проекта на централата **AP1000** са взети предвид средствата за достъп и работа със замърсени компоненти и материали. Например достъпът и работата с филтрите на системата за нормално подхранване и химичен контрол на топлоносителя и на системата за охлаждане на басейна за отлежаване на касети са разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.4.2.3.2. За да се намали дозата на облъчване на работниците (виж ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 11, 12), за работа със замърсените/активираните компоненти и материали се използват дистанционно управляеми инструменти.  (в) В ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 11 и 12 се разглеждат управлението на радиоактивните отпадъци и радиационната защита. В глава 3 на ОВОС на централата **AP1000** [6] се обсъжда допълнително как е разгледано управлението на радиоактивността в проекта на централата **AP1000**. Централата **AP1000** е проектирана, като са взети предвид принципите на ALARA по време на експлоатационния период на централата. Извеждането от експлоатация на централата не е разгледано в ДКП [2] за централата **AP1000**, но е разгледано за Обединеното кралство в ОВОС за централата **AP1000** и PCSR (Доклад за безопасност преди строителството) [6 и 20]. |
| **5,0** |  | **ОБЩО ПРОЕКТИРАНЕ НА ЦЕНТРАЛАТА** |  |
|  |  | **ПРОЕКТНА БАЗА** |  |
|  |  | **Изискване 13: Категории състояния на централата**  **Състоянията на централата се идентифицират и се групират в ограничен брой категории главно въз основа на честотата на появата им в ядрената електроцентрала.** | Съгласно ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 15: За централата **AP1000** се използва класификацията ANSI 18.2, която разделя условията в централата на четири категории според очакваната честота на поява и потенциалните радиологични последствия за населението. Четирите категории са както следва:   * Условие I: Нормална експлоатация и експлоатационни преходни процеси (транзиенти) * Условие II: Откази с умерена честота * Условие III: Редки откази * Условие IV: Ограничаващи откази   Основният принцип, прилаган при свързването на проектните изисквания с всяко от условията е, че най-вероятните събития трябва да водят до най-малък радиологичен риск, а екстремалните ситуации, които имат потенциал за най-голям риск, трябва да бъдат най-малко вероятни.  Вж. също раздел 5.0 от настоящия документ. |
| 5.1 | 1 | Състоянията на централата обикновено обхващат:  (а) Нормална работа;  (б) Очаквани експлоатационни събития, които се допуска да настъпят по време на експлоатацията на централата;  (в) Проектни аварии;  (г) Надпроектни аварийни състояния, включително аварии с разтопяване на активната зона. | Вж. отговора за изискване 13 относно нормалната експлоатация, очакваните експлоатационни събития и проектни аварии и раздел 5.0 от настоящия документ.  По отношение на надпроектните аварийни състояния, ВАБ [4] и детерминистичните проучвания бяха извършени за определяне на проектни мерки за намаляване на честотата на повреждане на активната зона и честотата на големи изхвърляния и предотвратяване или смекчаване на събития, считани за извънпроектни (напр. ATWS, последователности с множествени скъсвания на тръбата на парогенератора и стопяване на активната зона).  Надпроектните аварийни състояния, включително авариите със значително разрушаване на активната зона на реактора, са разгледани в ДКП [2] на централата **АР1000** глава 19 (ВАБ) и ВАБ [4] (например глава 34 (Третиране на явленията на тежка авария), глава 39 (Задържане на отломки от разтопена активна зона в корпуса)). |
| 5.2 | 1 | За всяко състояние на централата се определят критерии, така че често срещаните състояния на централата да нямат радиологични последици или да са с незначителни такива, а състоянията на централата, които биха могли да доведат до сериозни последици, да са с много ниска честота на поява. | Вж. отговора за изискване 13. |
|  |  | **Изискване 14: Проектна база за елементи, важни за безопасността**  **Проектната база за елементите, важни за безопасността, определя необходимата способност, надеждност и функционалност за съответните експлоатационни състояния, за условията на авария и за условията, произтичащи от вътрешни и външни опасности, за да се изпълнят специфичните критерии за приемане през целия срок на експлоатация на ядрената електроцентрала.** | КСК в централата **AP1000** са класифицирани в съответствие с класификацията за ядрена безопасност, групите по качество, сеизмичната категория, кодовете и стандартите. В раздел 3.2 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представена класификацията на КСК. За елементите, важни за безопасността, проектните основи са посочени в ДКП на централата **AP1000** за всяка система, а тяхната надеждност и функционалност са разгледани както във вероятностния анализ на безопасността (вж. глава 19 от ДКП на **AP1000**), така и в детерминистичните анализи на безопасността (вж. глави 15 и 6 от ДКП на **AP1000**), като част от процеса на проектиране.  Опасностите (външни и вътрешни) са взети под внимание и са описани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели от 3.3 до 3.7. |
| 5.3 | 1 | Проектната основа за всеки елемент, важен за безопасността, трябва да бъде систематично обоснована и документирана. Документацията трябва да предоставя необходимата информация на експлоатиращата организация за безопасна експлоатация на централата. | ДКП [2] на централата **AP1000** и свързаната с него техническа документация предоставят необходимата информация на експлоатационната организация за безопасната експлоатация на централата. |
|  |  | **Изискване 15: Проектни ограничения**  **Определя се набор от проектни ограничения, съответстващи на ключовите физически параметри за всеки елемент, важен за безопасността на ядрената електроцентрала, за всички експлоатационни състояния и за условията на авария.** | Проектните гранични стойности за КСК, важни за безопасността, са установени за експлоатационните състояния и проектни аварии, както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 3 до 12, и обобщени в техническите спецификации на централата в глава 16. Техническите спецификации са динамичен набор от параметри на централата, свързани с тях граници и условия за работа на централата, както и свързани КСК, които осигуряват изпълнението на функциите за безопасност на централата **AP1000** . Краткосрочен контрол на наличността е определен и за активните системи от дълбоко ешелонираната защита (раздел 16.3 от ДКП [2] на централата **AP1000**). |
| 5.4 | 1 | Границите на проектиране трябва да бъдат определени и да съответстват на съответните национални и международни стандарти и кодекси, както и на съответните регулаторни изисквания. | Индустриалните кодекси (норми) и стандарти са получени и използвани при проектирането на централата **AP1000**, както е посочено в отговор на изискване 9. Конкретното приложение на индустриалните кодекси (норми) и стандарти е представено в различни раздели на ДКП [2] на централата **AP1000**.  В допълнение към вътрешната проверка проектът на централата **AP1000** е прегледан от различни органи по безопасността, като NRC на САЩ, ONR на Обединеното кралство и NNSA на Китай. |
|  |  | **Изискване 16: Постулирани изходни събития**  **При проектирането на ядрената електроцентрала се прилага систематичен подход за определяне на цялостен набор от предполагаеми иницииращи (изходни) събития, така че всички предвидими събития с потенциал за сериозни последици и всички предвидими събития със значителна честота на възникване да бъдат предвидени и взети предвид при проектирането.** | В глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000** е описана основата на набора от постулирани иницииращи събития, считани за детерминирани проектни събития. В глава 19 (ВАБ) от ДКП [2] на централата **AP1000** е описан процесът за идентифициране и оценка на цялостен набор от иницииращи събития.  Оценката на безопасността на централата **AP1000** беше също така прегледана и от органа по безопасност на Обединеното кралство като част от процеса на стъпка 4 на Общата оценка на проекта. За този процес като основа на оценката е използван Доклад за безопасност преди строителството (PCSR) [19] на централата **AP1000** . Настоящият документ представя оценката на безопасността на централата **AP1000** във формат, съответстващ на регулаторните изисквания на Обединеното кралство, включително за идентифициране на постулирани иницииращи събития, но се основава на същите анализи като тези, представени в [2]. |
| 5.5 | 1 | Постулираните иницииращи събития се определят въз основа на инженерна преценка и комбинация от детерминистична и вероятностна оценка. Представя се обосновка на степента на използване на детерминистични анализи на безопасността и вероятностни анализи на безопасността, за да се покаже, че са взети предвид всички предвидими събития. | В раздел 15.0 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представен списъкът на събитията, разглеждани в категории I до IV на ANSI 18.2. Иницииращото събитие и дърветата на събитията в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 19 на ВАБ на централата **AP1000**, идентифицират изчерпателен набор от иницииращи събития и се основават на оценки, които включват преглед на експлоатационния опит на реакторите PWR, предишни ВАБ и отчитане на специфичните характеристики на централата **AP1000** . |
| 5.6 | 1 | Постулираните иницииращи (изходни) събития включват всички предвидими откази на конструкциите, системите и компонентите на централата, както и грешки при експлоатацията и възможни откази, произтичащи от вътрешни и външни опасности, независимо дали са по време на състояние на пълна мощност, ниска мощност или изключване. | Вж. отговора за изискване 5.5. Човешкият фактор, който може да окаже влияние върху експлоатацията на централата, е разгледан в глава 18 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Въздействията, произтичащи от човешка грешка, са описани в глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000** и във ВАБ [4]. Освен това централата **AP1000** е оценена за събития, които могат да настъпят по време на спиране, както е показано в глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000**. В техническите спецификации (вж. раздел 16.1 от ДКП [2] на централата **AP1000** ) се разглеждат конкретно изискванията към наличното оборудване по време на пускане, спиране и поддръжка (ремонт). |
| 5.7 | 1 | Извършва се анализ на постулираните иницииращи събития за централата, за да се установят превантивните мерки и мерките за защита, които са необходими, за да се гарантира, че ще бъдат изпълнени изискваните функции за безопасност. | ДКП [2] на централата **AP1000** Глави 6, 15 и 19 представя анализите на централата **AP1000** на предполагаемите иницииращи (изходни) събития. |
| 5.8 | 1-5 | Очакваното поведение на централата при всяко постулирано иницииращо (изходно) събитие трябва да бъде такова, че да бъдат постигнати следните условия, подредени по приоритет:  (1) Постулираното изходно събитие не би довело до значими за безопасността въздействия или би довело само до промяна в посока към безопасни условия на централата посредством присъщите характеристики на централата.  (2) След предполагаемо изходно събитие централата би била безопасна чрез пасивни характеристики за безопасност или чрез действието на системи, които работят непрекъснато в състоянието, необходимо за контролиране на предполагаемото изходно събитие.  (3) След постулирано изходно събитие централата ще бъде обезопасена чрез задействане на системите за безопасност, които трябва да бъдат приведени в действие в отговор на постулираното изходно събитие  (4) След предполагаемо изходно събитие централата ще бъде обезопасена чрез спазване на определени процедури. | Този приоритет на поведението се проявява в анализите на централата **AP1000**, включени в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 15 и 19. Например:   1. Отрицателният коефициент на температурата на забавителя (топлоносителя) ограничава мощността на реактора при събития с повишена температура на забавителя (топлоносителя) . 2. Нормално функциониращите активни системи са в състояние да поддържат безопасни условия при много иницииращи (изходни) събития. В случай на изходно събитие системите за дълбоко ешелонираната защита (защита в дълбочина) се задействат, за да предотвратят задействането на пасивната система за безопасност (вж. отговора към параграф 2.13). 3. Системите за пасивна безопасност на централата **AP1000** правят централата безопасна за проектни събития. 4. Аварийните оперативни процедури предоставят насоки за успешна реакция на оператора при последователност от събития. |
| 5.9 | 1 | Постулираните изходни събития, използвани при разработването на изискванията за експлоатационните характеристики на елементите, важни за безопасността, в цялостната оценка на безопасността и подробния анализ на централата, се групират в определен брой представителни последователности от събития, които определят граничните случаи и които осигуряват основата за проектирането и експлоатационните ограничения за елементите, важни за безопасността. | Това групиране на проектните събития на централата **AP1000** е разгледано в глава 15 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 5.10 | 1 | Трябва да се представи технически издържана обосновка за изключването от проекта на всяко изходно събитие, което е идентифицирано в съответствие с изчерпателния набор от постулирани иницииращи събития. | Изчерпателен набор от иницииращи събития е разгледан във ВАБ [4] на централата **AP1000**, а свързаният с тях риск е оценен в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 15 и 19. Този набор от иницииращи (изходни) събития се основава на прегледа на експлоатационния опит на реакторите PWR, на предишни ВАБ и на специфичните характеристики на централата **AP1000**. |
| 5.11 | 1 | Когато е необходимо бързо и надеждно действие в отговор на предполагаемо изходно събитие, в проекта трябва да се предвидят автоматични действия за безопасност за нужното задействане на системите за безопасност, за да се предотврати преминаването към по-тежки състояния на централата. | Проектираните функции за безопасност се задействат автоматично в отговор на иницииращи (изходни) събития. Тези инженерни характеристики за безопасност защитават населението в случай на случайно изпускане на радиоактивни продукти от делене от RCS. Инженерните характеристики за безопасност функционират така, че да локализират, контролират, намаляват и прекратяват такива аварии и да поддържат нивата на радиационно облъчване на населението под приложимите граници и насоки, като например дял 10 от Кодекса на федералните наредби, част 50.34 (10 CFR 50.34).  Инженерните характеристики за безопасност на централата **AP1000** са определени в глава 6 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 5.12 | 1 | Когато не е необходимо бързо действие в отговор на предполагаемо изходно събитие, е допустимо да се разчита на ръчно задействане на системите или на други действия на оператора. В такива случаи интервалът от време между откриването на необичайното събитие или авария и необходимото действие трябва да бъде достатъчно дълъг и трябва да се определят подходящи процедури (като административни, оперативни и аварийни процедури), за да се гарантира изпълнението на тези действия. Извършва се оценка на възможността операторът да влоши последователността на събитията чрез погрешна работа с оборудването или неправилно диагностициране на необходимия процес за възстановяване. | Като цяло необходимостта от действия на оператора е значително намалена в централата **AP1000** и такива действия обикновено не са необходими, за да се постави централата в състояние на дългосрочно спиране за безопасност. Проектът на интерфейса човек-система (виж ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 18) включва подходящи дисплеи, аларми и контролни уреди, необходими за поддържане на широк спектър от очаквани операции по производство на електроенергия, спиране и смекчаване на последиците от аварии. Освен това са разработени процедури за нормална работа, реакция при аларма и реакция при аномалии и аварии, както и ръководства за управление на тежки аварии, за да се предотврати погрешна работа или неправилна диагностика. Вижте също отговора за изискване 5.15. |
| 5.13 | 1 | Действията на оператора, които са необходими за диагностициране на състоянието на централата след постулирано изходно събитие и за своевременното ѝ привеждане в стабилно състояние на дългосрочно спиране, се улесняват от осигуряването на подходящи измервателни уреди за наблюдение на състоянието на централата и подходящи контролни уреди за ръчно управление на оборудването. | Вж. отговора за параграф 5.12. |
| 5.14 | 1 | В проекта се посочват необходимото оборудване и процедурите, нужни за осигуряване на средства за поддържане на управлението на централата и за намаляване на вредните последици от загубата на управление. | Вж. отговора за параграф 5.12. |
| 5.15 | 1 | Всяко оборудване, което е необходимо за действията, които трябва да бъдат предприети в процесите на ръчно реагиране и възстановяване, се поставя на най-подходящите места, за да се гарантира неговата наличност в момента на нуждата и да се осигури безопасен достъп до него при очакваните условия на околната среда. | Това е включено в проекта на централата **AP1000** , както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 18 Човешки фактор. Проектът на централата **AP1000** включва няколко компонента, предназначени за ръчно изпълнение, за да продължат функциите за безопасност след 72 часа след проектно събитие. Тези компоненти са разположени така, че обслужващият персонал да има безопасен достъп до тях. |
|  |  | **Изискване 17: Вътрешни и външни опасности**  **"Всички предвидими вътрешни и външни опасности, включително възможността събития, предизвикани от човек, пряко или непряко да повлияят на безопасността на ядрената електроцентрала, се идентифицират и се оценява тяхното въздействие. Опасностите се вземат предвид при проектирането на разположението на централата и при определянето на постулираните изходни събития и генерираните натоварвания, които се използват при проектирането на съответните елементи, важни за безопасността на централата."** | Вътрешните и външните опасности са взети предвид при проектирането на централата **AP1000**, както е описано в различни части на ДКП [2] на централата **AP1000**, глави от 2 до 12. Човешкият фактор е оценен и е разгледан в глава 18 от ДКП [2] на централата **AP1000** и в глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000** (например раздели 15.0.13 и 19.30).  Вътрешните и външните опасности бяха разгледани и в GDA на централата **AP1000** в Обединеното кралство, както е документирано в глави 11 и 12 от PCSR[19] на централата **AP1000**. |
| 5.15A | 1 | Елементите, важни за безопасността, трябва да бъдат проектирани и разположени, като надлежно се вземат предвид други последици за безопасността, така че да издържат на въздействието на опасностите или да бъдат защитени, в съответствие с тяхното значение за безопасността, срещу опасности и срещу механизми за повреда по обща причина, генерирани от опасности. | Проектът на централата **AP1000** включва резервиране и физическо разделяне на компонентите, необходими за изпълнение на функциите за безопасност на централата. Вж. отговора за изискване 5.17 и съответствието с Общите критерии за проектиране на NCR на САЩ 5, 13, 22, 24, 26 [12]. Проектирането за външна опасност е разгледано и в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 3, и в [16]. |
| 5.15B | 1 | За площадки с няколко блока, проектът трябва да отчита надлежно възможността специфични опасности да предизвикат въздействия върху няколко или дори всички блокове на площадката едновременно. | Това се оценява за всяка конкретна площадка. Все пак се отбелязва, че всеки блок на централата **AP1000** на дадена площадка е самостоятелен проект. |
|  |  | **Вътрешни опасности** |  |
| 5.16 | 1 | При проектирането трябва да се отчитат надлежно вътрешните опасности, като пожар, експлозия, наводнение, генериране на отломки, срутване на конструкции и падащи предмети, камшичен удар в тръбите, удар от струя и изпускане на течност от повредени системи или от други инсталации на площадката. Трябва да се предвидят подходящи функции за предотвратяване и намаляване на последиците, за да се гарантира, че безопасността не е компрометирана." | Проекта на централата **AP1000** осигурява защита срещу вътрешни опасности. В раздели 3.3 (Вятър и торнадо), 3.4 (Външно наводнение), 3.5 (Фрагменти/Отломки), 3.6 (Разкъсване на тръбопроводи), 19.56 (Вътрешно наводнение), 19.57 (Вътрешен пожар), 19.58 (Външен вятър, наводнения) от ДКП [2] на централата **AP1000** са описани проектните съображения за опасностите от вятър, наводнение, пожар, фрагменти и разкъсване на тръбопроводи. Критериите за изтичане преди счупване на тръбопроводите на централата **AP1000** са разгледани в Приложение 3В към ДКП [2] на централата **AP1000**. Въздействието на въздухоплавателните средства е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, Приложение 19F. |
|  |  | **Външни опасности** |  |
| 5.17 | 1 | Проектът трябва да включва надлежно отчитане на онези природни и предизвикани от човека външни събития11 (т.е. събития с външен за централата произход), които са били идентифицирани в процеса на оценка на площадката. При определянето на потенциални опасности трябва да се вземат предвид причинно-следствената връзка и вероятността. В краткосрочен план не се допуска безопасността на централата да зависи от наличието на услуги извън площадката, като например електроснабдяване и противопожарни услуги. При проектирането трябва да се вземат предвид специфичните условия на площадката, за да се определи максималното време на закъснение, до което трябва да са налични услугите извън площадката.  *Бележка под линия: 11 Изискванията за оценка на площадката на ядрените инсталации са установени в серия стандарти за безопасност на МААЕ № NS-R-3 (Ред. 1), Оценка на площадката за ядрени инсталации/Site Evaluation for Nuclear Installations [10].* | Проектирането на системите за ядрена безопасност на централата **AP1000** и инженерните характеристики за безопасност включва резерви за природни смущения на околната среда, като земетресения, наводнения и бури на площадката на централата. Структурите на ядрените острови (части с ядрено оборудване) са проектирани така, че да издържат на въздействието на природни явления, като урагани, наводнения, торнадо, цунами и земетресения, без да губят способността си да изпълняват функциите за безопасност. Проектирането за природни явления се основава на индустриалните стандарти (норми), описани в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 2 и 3. Тези КСК, които са от съществено значение за способността за спиране на реактора, са проектирани така, че да издържат на вероятните природни явления, описани в глава 2 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Тези КСК са достатъчни за безопасно спиране на реактора и за охлаждане на басейна за отлежаване на отработени касети в продължение на поне 72 часа след събитие.  Конкретните площадки се оценяват по отношение на обсега на площадката на централата **AP1000**, за да се гарантира специфичният за площадката капацитет за безопасност. |
| 5.17 (продължение) | 1 |  | При проектирането на централата **AP1000** са взети предвид потенциалните последици от удара на голям търговски самолет, както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000** , Приложение 19F. Анализът на врязващия се самолет е основан на временната крива на импулса, представен от NRC на САЩ през юли 2007г., като също се включва и анализ за големи граждански самолети. Оценката заключава, че централата **AP1000** може да продължи да осигурява адекватна защита на общественото здраве и безопасност по отношение на въздействието на въздухоплавателни средства, както е определено от NRC на САЩ. Въздействието на въздухоплавателното средство няма да възпрепятства възможността за охлаждане на активната зона на централата **AP1000** , целостта на защитната конструкция (контеймънт), целостта на басейна за отлежаване на отработените касети или адекватното охлаждане на отработеното гориво въз основа на най-добрите реални изчисления.  Освен това разглеждането на събитията след Фукушима, които не са включени в ДКП [2] на централата **AP1000**, са разгледани отделно за проекта на централата [14][15][16] **AP1000** и в допълнение 12В към PCSR [19] на централата **AP1000**. |
| 5.18 | 1 | Този параграф беше заличен, а съдържанието му, с по-широк обхват, беше прехвърлено в новия параграф 5.15А. | Вж. отговора за параграф 5.15А. |
| 5.19 | 1 | Трябва да се предвидят характеристики за свеждане до минимум на всякакви взаимодействия между сградите, в които се намират важни за безопасността елементи (включително кабели за захранване и кабели за управление), и всяка друга структура на централата в резултат на външни събития, взети предвид при проектирането. | Вж. отговора за изисквания 5.17 и 5.18.  Вижте също ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.7 (Сеизмично проектиране). Сеизмичните КСК от категория I са проектирани така, че да издържат на ефектите от земетресението при безопасно спиране и да поддържат определените проектни функции. Конструкциите от сеизмична категория II и не сеизмичните конструкции се проектират или физически се разполагат (или и двете) така, че земетресението при безопасно спиране да не може да предизвика неприемливо структурно взаимодействие със или разрушаване на КСК от сеизмична категория I. |
| 5.20 | 1 | Този параграф беше заличен, а съдържанието му, с по-широк обхват, беше прехвърлено в новия параграф 5.15А. | Вж. отговора за параграф 5.15А. |
| 5.21 | 1 | Сеизмичното проектиране на централата трябва да предвижда достатъчен резерв за защита на важни за безопасността елементи от нивата на опасност, които трябва да се вземат предвид при проектирането, получени от оценката на опасността за площадката, и за избягване на ефектите “на ръба на скалата”12.  *Бележка под линия: 12 "Ефектът на ръба на скалата" в ядрената електроцентрала е случай на сериозно необичайно поведение на централата, причинено от рязък преход от едно състояние на централата към друго след малко отклонение в параметър на централата и по този начин внезапна голяма промяна в условията на централата в отговор на малка промяна на входните данни.* | Централата **AP1000** е проектирана за земетресение при безопасно спиране, което се определя от пиковото земно ускорение от 0,30g и проектните спектри на реагиране, посочени в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.7.1.1. Това е предназначено да обхване повечето обекти и да осигури защитен запас. Анализът на сеизмичния запас на централата **AP1000** е представен и в раздел 19.55 на ДКП [2] на централата **AP1000** и показва, че няма "ефекти на ръба на скалата", като демонстрира, че критичните КСК имат висока степен на сигурност и ниска вероятност от отказ при сеизмични събития, с ускорение равно или по-голямо от 0,5g. |
| 5.22 | 1 | Този параграф е заличен, а съдържанието му, с по-широк обхват, е прехвърлено в новия параграф 5.15В. | Вж. отговора за параграф 5.15В. |
|  |  | **Изискване 18: Правила за инженерно проектиране**  **Правилата за инженерно проектиране на елементи, които са важни за безопасността на ядрената електроцентрала, се определят и съответстват на съответните национални или международни кодекси (норми) и стандарти и на доказаните инженерни практики, като надлежно се отчита тяхното значение за ядрената технология.** | Проектът на централата Westinghouse **AP1000** се основава на критериите за безопасност, регулаторните насоки и промишлените кодекси и стандарти (норми), използвани в американските ядрени съоръжения с PWR. Съответствието на КСК на централата **AP1000** с Общите критерии за проектиране на NRC на САЩ е разгледано в ДКП [2]на централата **AP1000**, раздел 3.1.  Индустриалните кодекси и стандарти (норми) са получени и използвани при проектирането на централата **AP1000**, както е посочено в отговор на изискване 9. Конкретното приложение на индустриалните кодекси и стандарти (норми) е представено в различни раздели на ДКП [2] на централата **AP1000**.  В допълнение към вътрешната проверка проектът на централата **AP1000** е прегледан от различни органи по безопасността, като NRC на САЩ, ONR на Обединеното кралство и NNSA на Китай. |
| 5.23 | 1 | При проектирането на ядрена електроцентрала се прилагат методи за осигуряване на надежден проект и се спазват доказани инженерни практики, за да се гарантира, че основните функции за безопасност са постигнати за всички експлоатационни състояния и за всички условия на авария. | Уестингхаус проведе разработването на проекта на централата **AP1000** в рамките на своята призната Система за управление на качеството (СУК) и пое основната отговорност за безопасността по време на разработването на проекта. Тази СУК и тези на други участващи организации се прилагат при реализацията на проектите в централата **AP1000**, за да се гарантира спазването на проектните спецификации. Инженерните характеристики за безопасност могат да бъдат намерени в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 6. Освен това вижте раздел 17.3 от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 19: Проектни аварии**  **Наборът от условия за авария, които трябва да се вземат предвид при проектирането, се извежда от постулирани иницииращи (изходни) събития с цел установяване на граничните условия, които ядрената електроцентрала може да издържи, без да бъдат превишени приемливите граници за радиационна защита.** | Проектните аварии за централата **AP1000** са определени в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 6 и 15. |
| 5.24 | 1 | Проектните аварии се използват за определяне на проектните основи, включително критериите за ефективност, за системите за безопасност и за други важни за безопасността елементи, които са необходими за контролиране на условията на проектните аварии, с цел възстановяване на централата в безопасно състояние и смекчаване на последствията от авариите. | Намаляването на проектните аварии е ролята на инженерните характеристики за безопасност на централата **AP1000**, както е разгледано в глава 6 от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 5.25 | 1 | Проектът трябва да е такъв, че при условия на проектна авария ключовите параметри на централата да не надвишават определените проектни граници. Основната цел е всички проектни аварии да се управляват така, че да нямат никакво или да имат само незначително радиологично въздействие на площадката или извън нея и да не налагат никакви мерки за намеса извън площадката. | Откликът на централата **AP1000** при проектни аварии е описан в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 6 и 15, включително спазването на радиологичните ограничения (измерването извън площадката е разгледано в отговора за параграф 5.31). Експлоатационните ограничения на централата (технически спецификации) са посочени в глава 16 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 5.26 | 1 | Проектните аварии се анализират по консервативен начин. Този подход включва постулиране на определени откази в системите за безопасност, определяне на критериите за проектиране и използване на консервативни допускания, модели и входни параметри при анализа. | Проектните аварии на централата **AP1000** са анализирани по консервативен начин, както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 6 и 15. Извършен е (Вероятностен Анализ на безопасността) ВАБ на централата **AP1000**, който е разгледан в глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 20: Надпроектни аварийни състояния**  **На базата на инженерна преценка, детерминистични оценки и вероятностни оценки се извежда набор от условия за надпроектно аварийно състояние с цел по-нататъшно подобряване на безопасността на ядрената електроцентрала чрез повишаване на способността на централата да издържа без неприемливи радиологични последици, на аварии, които са или по-тежки от проектните аварии, или включват допълнителни откази. Тези условия за надпроектно аварийно състояние се използват за определяне на допълнителните сценарии на аварии, които трябва да бъдат разгледани в проекта, и за планиране на практически приложими разпоредби за предотвратяване на такива аварии или за смекчаване на техните последици.** | Този процес е приложен при проектирането на характеристиките на централата **AP1000** като част от ВАБ, описан в глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000**.  Бяха проведени вероятностни анализи на безопасността и детерминистични изследвания за определяне на проектни мерки за намаляване на честотата на повреждане на активната зона (Core Damage Frequency) и честотата на големи изхвърляния и за предотвратяване или смекчаване на събитията, считани за извън проектни (напр. очаквани преходни процеси без сработване на аварийната защита на реактора ATWS, многократноскъсване на тръби на парогенератора и последователно разтопяване на активната зона).  Надпроектните аварийни състояния, включително авариите със значително разрушаване на активната зона на реактора, са разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 19 (ВАБ) и ВАБ [4] (например глава 34 (Третиране на явленията на тежка авария), глава 39 (Задържане на частите от разтопена активна зона в корпуса)). Въздействието на въздухоплавателните средства е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, Приложение 19F. Освен това разглеждането на събитията след Фукушима, които не са включени в ДКП [2] на централата **AP1000**, са разгледани отделно за проекта на централата **AP1000** [14][15][16] и в приложение 12Б към PCSR [19] на централата **AP1000**. |
| 5.27 | 1 | Извършва се анализ на надпроектните аварийни състояния на централата13. Основната техническа цел на разглеждането на условията за надпроектно аварийно състояние е да се осигури увереност, че проектът на централата е такъв, че да предотвратява условия на авария, които не се разглеждат като условия на проектна авария, или да намалява техните последици, доколкото това е разумно осъществимо. Това може да изисква допълнителни функции за безопасност за условията на надпроектно аварийно състояние или разширяване на възможностите на системите за безопасност за предотвратяване или намаляване на последиците от тежка авария или за поддържане на целостта на защитната конструкция (контеймънт). Тези допълнителни характеристики на безопасността в условията на надпроектно аварийно състояние или това разширяване на възможностите на системите за безопасност трябва да са такива, че да осигуряват възможност за управление на условията на авария, при които в защитната конструкция (контеймънт) има значително количество радиоактивен материал (включително радиоактивен материал, получен в резултат на силна деградация на активната зона на реактора). Централата трябва да бъде проектирана така, че да може да бъде приведена в контролируемо състояние и да бъде поддържана функцията на защитната конструкция (контеймънт), в резултат на което възможността за възникване на състояния на централата, които биха могли да доведат до ранно радиоактивно изпускане или голямо радиоактивно изпускане, да бъде "практически елиминирана "14. Ефективността на разпоредбите за гарантиране на функционалността на защитната конструкция (контеймънт)може да бъде анализирана въз основа на подхода за най-добра оценка. | В глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представен ВАБ, който показва изключително ниската вероятност от сериозни радиологични последици и че мерките за намаляване на последиците са ефективни при тежки аварии.  Надпроектните аварийни състояния, включително аварии със значително влошаване на състоянието на активната зона на реактора в резултат на многобройни откази, са разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 19 (ВАБ), и в ВАБ [4] (например глава 34 (Третиране на явленията на тежка авария), глава 39 (Задържане на разтопени остатъци от активната зона в корпуса)).  Целостта на корпуса на реактора е разгледана в ДКП [2] на централата AP1000, раздел 5.3.4. Вероятностния анализ на безопасността [4] показва, че вероятността от повреда на стоманения защитен корпус на реактора на централата **AP1000** е малка. Проектът на централата **AP1000** е разработен въз основа на широко използване на детерминистични и вероятностни анализи, за да се определи, че радиационните рискове, възникващи през целия жизнен цикъл на централата, са според ALARA. В резултат на това честотата на разтопяване на активната зона и честотата на големи изхвърляния за централата **AP1000** са поне с два порядъка по-ниски от изискваните на органите по безопасността. |
| 5.27 (продължение) | 1 | *Бележки под линия: 13 Анализът на проектните условия на надпроектни аварийни състояния на централата може да се извърши чрез подхода на най-добрата оценка (могат да се използват по-строги подходи в съответствие с изискванията на държавите).*  *14 Възможността за възникване на определени условия може да се счита за "практически елиминирана", ако е физически невъзможно те да възникнат или ако тези условия могат да се считат с висока степен на увереност за изключително малко вероятни за възникване.* | Изчисленията на дозите са извършени в съответствие с американските (виж ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 15 и 19) и европейските (например EUR) изисквания както за събитията проектна авария [9], така и за надпроектни аварийни състояния [10], за да се гарантира, че радиоактивните изхвърляния са в границите на допустимото.  EPS-GW-GL-701,Оценка на **AP1000 за** целите за безопасност на Асоциацията на западноевропейските органи за ядрено регулиране (WENRA) във връзка с нови енергийни реактори [17] описва съответствието на проекта на централата **AP1000** с Целите за безопасност O2 на WENRA. (Аварии без разтопяване на активната зона) и 03 (Аварии с разтопяване на активната зона). Авариите в проекта на централата **AP1000** с ранни и големи изхвърляния са практически елиминирани. Проектните разпоредби гарантират с голяма вероятност целостта на защитната конструкция (контеймънт) в малко вероятния случай на разтопяване на активната зона. Въпреки това, в малко вероятния случай на разтопяване на активната зона за централа **AP1000**, задържането ѝ в корпуса гарантира, че активната зона ще остане успешно в корпуса на реактора (вж. раздел 19.39 от ДКП [2] на централата **AP1000** и глава 39 от ВАБ).  Вижте също отговорите на изискване 20 и параграф 5.30. |
| 5.28 | 1 | Условията на надпроектно аварийно състояние се използват за определяне на проектните спецификации за характеристиките за безопасност и за проектирането на всички други елементи, важни за безопасността, които са необходими за предотвратяване на възникването на такива условия или, ако те възникнат, за тяхното контролиране и намаляване на последиците от тях. | Проектът на централата **AP1000** е разработен въз основа на широко използване на детерминистични и вероятностни анализи, за да се определи, че радиационните рискове, възникващи през целия жизнен цикъл на централата, са според ALARA. (виж ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 6, 15 и 19).  Вижте също отговора за параграфи 5.29 и 5.30. |
| 5.29 | 1 | Извършеният анализ трябва да включва идентифициране на характеристиките, които са предназначени за използване или които са в състояние15 да предотвратят или смекчат събитията, разглеждани в условията на надпроектно аварийно състояние. Тези функции:   1. Трябва да са независими, доколкото е възможно, от тези, които се използват при по-чести аварии; 2. Трябва да може да функционират в условията на околната среда, отнасящи се до тези надпроектни аварийни сътояния, включително аварийните състояния при тежки аварии, когато е уместно; 3. Трябва да притежават надеждност, съизмерима с функцията, която трябва да изпълняват.   *Бележка под линия: 15 За връщане на централата в безопасно състояние или за смекчаване на последиците от авария може да се разгледат пълните проектни възможности на централата и временното използване на допълнителни системи.* | За надпроектни аварийни състояния несвързани с разтапяне на активната зона, разнообразните средства за пасивна безопасност на централата **АР1000** (базирани на предвижданията на вероятностен анализ на безопасността) позволяват да предложат различни средства за намаляване на най-често срещаните събития. Този проектен подход осигурява за най-честите събития трите диверсифицирани линии на защита, изброени по-долу:   * Основни средства: системи за пасивна безопасност (предвидени за смекчаване на постулираните изходни събития в основните анализите на проекта) * Вторични средства: разнообразни системи за пасивна безопасност (предвидени във вероятностния анализ на риска (безопасността)) * Третични средства: активни системи на дълбоко ешелонираната защита (предвидени във вероятностния анализ на риска (безопасността))   Този подход осигурява основата за разглеждане на множество откази (като надпроектни аварийни състояния) в проекта на централата **AP1000**. Условията на околната среда за тези надпроектни аварийни състояния са подобни на условията на проектна авария, за които са квалифицирани пасивните системи.  За надпроектно аварийно състояние с разтопяване на активната зона, в Приложение 19D (оценка на устойчивостта на оборудването) на ДКП [2] на централата **AP1000** се оценява наличието на оборудване и контролно-измервателни прибори, използвани по време на тежка авария, за постигане на контролирано, стабилно състояние след повреда на активната зона в уникалните условия в защитната конструкция (контеймънт). |
| 5.29  (продължение) | 1 |  | Програмата за гарантиране на надеждността на проекта на централата **AP1000** включва оценка на проекта на централата **AP1000** и определя аспектите на експлоатацията, поддръжката и мониторинга на работата на централата, свързани със значимите по отношение на риска КСК. В допълнение към ВАБ се използват детерминистични инструменти, индустриални източници и експертно мнение за идентифициране и приоритизиране на риска за значими КСК. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 17.4. Вижте също отговора за параграф 5.31. |
| 5.30 | 1 | По-специално, защитната конструкция (контеймънт)и нейните предпазни елементи трябва да могат да издържат на екстремни сценарии, които включват, наред с другото, разтопяване на активната зона на реактора. Тези сценарии се избират, като се използва инженерна преценка и данни от вероятностни анализи на безопасността. | Една от ключовите характеристики на проекта за тежка авария на централата **AP1000** е възможността за задържане на отломките от активната зона в корпуса на реактора за голям брой последователности от тежки аварии, като се гарантира, че кухината на реактора е наводнена, потапяйки външната повърхност на корпуса на реактора. Способността на водата да отвежда топлината от външната повърхност на корпуса на реактора предотвратява достигането на температури на стената на корпуса на реактора, при които може да настъпи повреда на корпуса му. Основното предимство на задържането на активната зона в корпуса е, че физически се предотвратяват явленията на тежки аварии, свързани с преместването на отломки от активната зона към защитната конструкция (контеймънт)които могат да бъдат доминиращ механизъм за разрушаване на защитната конструкция (контеймънт).  Въпреки практическото елиминиране на тези събития е извършен анализ, който демонстрира допълнителни нива на защита при големи ранни изхвърляния. Например в раздел 19В.5 от ДКП [2] на централата **AP1000** са представени детерминистични анализи, направени за разглеждане на малко вероятния случай на разтопена активна зона, която не се задържа в корпуса. В дискусията се прави заключението, че такова разтопяване на активната зона вероятно няма да доведе до разрушаване на защитната конструкция (контеймънт) поради ефектите от прякото нагряване на защитната конструкция (контеймънт) от изхвърляне на разтопена смес под високо налягане, експлозия на пара или взаимодействие между активната зона и бетона.  Предизвикателствата, свързани с водорода, се имат предвид и в централата **AP1000** . Системата за контрол на водорода и устойчивостта на оборудването за намаляване на последствията от тежки аварии са разгледани съответно в раздел 19.16 и приложение 19В на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 5.31 | 1 | Проектът трябва да е такъв, че да се "елиминира практически" възможността за възникване на условия, които биха могли да доведат до ранно или голямо радиоактивно изхвърляне16.  *Бележка под линия: 16 Възможността за възникване на определени условия може да се счита за "практически елиминирана", ако е физически невъзможно те да възникнат или ако тези условия могат да се считат с висока степен на увереност за изключително малко вероятни за възникване.* | Вероятностния анализ на риска (безопасността) за **AP1000**, описан в глава 19 на ДКП [2] за **АР1000**, показва, че тежките аварии с големи изхвърляния или изхвърляния в първоначалния етап на аварията могат да се считат за практически елиминирани поради тяхната изключително ниската честота на настъпване. В глава 1, Приложение 1В на ДКП [2] за централата с **AP1000** е представена оценка на допълнителните проектни мерки, които не са включени в проекта на **AP1000**, като се посочва, че тези допълнителни мерки няма да намалят значително радиологичните последствия. Мерките за намеса извън площадката се определят за всяка конкретна площадка. Конструкцията на централата **AP1000** осигурява значително време преди да се наложи намеса извън площадката (поне 72 часа). Освен това проектът включва запас за постигане на целта на АЕЦ с леководни реактори на САЩ спрямо дозата в границите на площадката за цялото тяло и за острата доза в червения костен мозък (<25 rems (0,25 sieverts), с честота, която да не надвишава 1х10-6 годишно).  EPS-GW-GL-701,Оценка на **AP1000 за** целите за безопасност на Асоциациятаф на западноевропейските органи за ядрено регулиране (WENRA) относно нови енергийни реактори [17] описва съответствието на проекта на централата **AP1000** според Цел за безопасност 03 на WENRA (Аварии с разтопяване на активната зона). |
| 5.31A | 1 | Проектът трябва да е такъв, че за условията на надпроектно аварийно състояние, защитните действия, които са ограничени по отношение на продължителността на времето и областите на приложение, да са достатъчни за защита на населението и да има достатъчно време за предприемане на такива мерки. | Вж. отговора за параграф 5.31 и EPS-GW-GL-701, **AP1000** Оценка на Асоциация на западноевропейските органи за ядрено регулиране /Evaluation of Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) Цели за безопасност по отношение на нови енергийни реактори/Safety Objectives for New Power Reactors [17] относно съответствието на проекта на централата **AP1000** с Цел по безопасност 03 на WENRA (Аварии със стопяване на активната зона/Accidents with Core Melt). |
|  |  | **Комбинации от събития и откази** |  |
| 5.32 | 1 | Когато резултатите от инженерната преценка, детерминистичните оценки на безопасността и вероятностните анализи на безопасността показват, че комбинации от събития могат да доведат до очаквани експлоатационни събития или до условия на авария, такива комбинации от събития се считат за проектни аварии или се включват като част от условията за надпроектни аварийни състояния, главно в зависимост от вероятността за тяхното възникване. Някои събития могат да бъдат последици от други събития, като например наводнение след земетресение. Такива последващи ефекти се считат за част от първоначалното постулирано изходно (иницииращо) събитие. | ВАБ на централата **AP1000**, както е обобщено в глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000** осигурява систематична оценка на събитията и отказите. Тази оценка гарантира, че са взети предвид комбинации от събития, които се считат за разумно вероятни. В детерминистичните проектни събития се разглеждат последващи откази, включително загуба на външно захранване при изключване на реактора.  Освен това някои тежки явления, включително падане на самолет и разглеждане на събитията след Фукушима, които не са включени в ДКП [2] централата **AP1000**, са разгледани отделно за проекта [14][15][16] на централата **AP1000** и в Приложение 12В на PCSR [19] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 21: Физическо разделяне и независимост на системите за безопасност**  **Взаимодействието между системите за безопасност или между резервните елементи на дадена система се предотвратява чрез средства като физическо разделяне, електрическа изолация, функционална независимост и независимост на комуникацията (предаване на данни), както е подходящо според случая**. | Такива проектни мерки са приложени при проектирането на централата **AP1000**, например вижте глава 7 от ДКП [2] на централата **AP1000**. Вижте също отговора за параграф 2.13, където се обсъжда разнообразието между защитата в дълбочина ЗД (ДЕЗ) и системите за безопасност. |
| 5.33 | 1 | Оборудването на системата за безопасност (включително кабелите и кабелни канали) трябва да бъде лесно разпознаваемо в централата за всеки резервен елемент на системата за безопасност. | Проектът на централата **AP1000** предвижда идентифициране на оборудването. |
|  |  | **Изискване 22: Класификация по безопасност**  **Всички важни за безопасността елементи се идентифицират и се класифицират въз основа на тяхната функция и значението им за безопасността.** | Конструкциите, системите и елементите (КСК) в централата **AP1000** са класифицирани в съответствие с класификацията за ядрена безопасност, групите по качество, сеизмичната категория, (кодовете) нормите и стандартите. В раздел 3.2 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представена класификацията на КСК.  Вижте също раздел 5.0 от настоящия документ. |
| 5.34 | 1 | Методът за класифициране на значимостта на елементите, важни за безопасността, се основава предимно на детерминистични методи, допълнени, когато е уместно, с вероятностни методи, като надлежно се отчитат фактори като:  (а) Функцията(ите) за безопасност, която(ито) трябва да се изпълнява(т) от елемента;  (б) последиците от неизпълнението на функцията за безопасност;  (в) честотата, с която елемента ще бъде използван за изпълнение на функцията за безопасност;  (г) Времето след предполагаемото иницииращо събитие, в което или за който период от време елементът ще бъде призован да изпълнява функция по безопасност. | Определянето на класификацията на безопасността на централата **AP1000** и използването на норми (кодове) и стандарти съответства на изискванията на 10 CFR 50.55a за разработване на класификация на Групата по качество и използване на норми (кодове) и стандарти. Системата за класификация предоставя средства за определяне на степента, в която КСК са свързани с изискванията за безопасност и сеизмичните изисквания. Системата за класификация осигурява лесно разпознаваемо средство за определяне на степента, в която КСК са свързани с класификацията за ядрена безопасност на Американското ядрено дружество, групите за качество на NRC на САЩ, класификацията по раздел III на Кодекса ASME, сеизмичната категория и други приложими промишлени стандарти (норми), както е показано в таблица 3.2-3 от ДКП [2] на централата **AP1000**. Вж. също раздел 5.0 от настоящия документ. |
| 5.35 | 1 | Проектирането трябва да бъде такова, че да гарантира предотвратяването на всякакви смущения между елементи, важни за безопасността, и по-специално, че всяка повреда на елементи, важни за безопасността в система от по-нисък клас на безопасност, няма да се разпространи върху система от по-висок клас на безопасност. | Компонентите на централата **AP1000** се класифицират до ниво части за подмяна, в съответствие с определенията и критериите на системата за класификация (вж. раздел 3.2 на ДКП [2] за **AP1000**). Отделен елемент или част от него, който осигурява две или повече функции от различни класове, се класифицира в зависимост от функцията с най-строги изисквания. Различните части на едни и същи КСК могат да изпълняват различни функции и да бъдат отнесени към различни класове оборудване, ако КСК съдържа подходяща интерфейсна граница (вж. глава 7 от ДКП [2] на **AP1000**).  [18] също демонстрира липсата на неблагоприятни взаимодействия между системите за безопасност на централата **AP1000** и системите от по-ниски класове на безопасност. |
| 5.36 | 1 | Оборудване, което изпълнява няколко функции, се класифицира в клас на безопасност, който съответства на най-важната функция, изпълнявана от оборудването. | ,Отделен елемент от централата **AP1000** или част от него, който осигурява две или повече функции от различни класове, се класифицира в зависимост от най-важната функцията. |
|  |  | **Изискване 23: Надеждност на елементите, важни за безопасността**  **Надеждността на елементите, които са важни за безопасността, трябва да бъде съизмерима с тяхното значение за безопасността.** | Програмата за гарантиране на надеждността на проекта на централата **AP1000** включва оценка на проекта на централата **AP1000** и определя аспектите на експлоатацията, поддръжката и мониторинга на работата на централата, свързани със значимите по отношение на риска КСК. В допълнение към ВАБ се използват детерминистични инструменти, индустриални източници и експертно мнение за идентифициране и приоритизиране на тези значими по риск КСК. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 17.4. |
| 5.37 | 1 | Проектирането на елементите, важни за безопасността, трябва да бъде такова, че да гарантира, че оборудването може да бъде квалифицирано, закупено, инсталирано, пуснато в експлоатация, експлоатирано и поддържано така, че да може да издържа с достатъчна надеждност и ефективност на всички условия, посочени в проектната база на елементите. | Спецификациите на оборудването на централата **AP1000** следват проектните изисквания, разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави от 3 до 12. Вижте също отговора за параграфи 3.0 до 3.6. |
| 5.38 | 1 | При избора на оборудване трябва да се вземат предвид както смущенията в работата, така и опасните режими на отказ. В процеса на подбор се дава предимство на оборудване, което показва предвидим и ясен начин на повреда и чиято конструкция улеснява ремонта или подмяната. | При подбора на оборудването на централата **AP1000** е взет предвид потенциалът за поява на смущения и опасни режими на отказ. |
|  |  | **Изискване 24: Обща причина за откази**  **При проектирането на оборудването трябва да се вземе предвид възможността за повреди по обща причина на важни за безопасността елементи, за да се определи как трябва да се прилагат концепциите за диверсифициране, резервиране, физическо разделяне и функционална независимост, за да се постигне необходимата надеждност.** | Анализът на общите причини е включен във ВАБ (Вероятност Анализ на Риска) на централата **AP1000**, както е посочено в раздел 19.29 на ДКП [2] на централата **AP1000**. ВАБ беше използван, за да се определи къде и до каква степен трябва да се включи диверсифицирането в КСК на централата **AP1000** .  Основната цел на квалификацията на оборудването, както е показано в приложение 3D към ДКП [2] на централата **AP1000**, е да се намали потенциалът за повреди в общ режим, дължащи се на очаквани условия на околната среда и сеизмични състояния. |
|  |  | **Изискване 25: Критерий за единичен отказ**  **Критерият за единична отказ се прилага към всяка група за безопасност, включена в проекта на централата.** | Системите за безопасност на централата **AP1000** са проектирани така, че да смекчават проектните аварии при единичен отказ, както е определено в глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 5.39 | 1 | При прилагане на критерия за единичен отказ17 към група за безопасност или система за безопасност, нежеланото действие се счита за един от видовете за повреда.  *Бележка под линия: 17 Единичен отказ е отказ, който води до загуба на способността на системата или компонента да изпълнява предвидената(ите) функция(и) за безопасност, както и всеки(всичките) последващ(и) отказ(и), който(ито) произтича(т) от него. Критерият за единичен отказ е критерий (или изискване), който се прилага към дадена система, така че тя трябва да е в състояние да изпълни задачата си при наличието на всеки единичен отказ.* | Централата **AP1000** е проектирана за лъжливи действия като единични откази, освен в няколко случая, когато се прилагат специфични функции (като блокиране на захранването, потвърждаващи сигнали за отваряне или аларми за продължаващо положение), за да се предотвратят такива откази. |
| 5.40 | 1 | Проектът трябва да отчита надлежно отказа на пасивен компонент, освен ако в анализа на единичния отказ не е обосновано с висока степен на сигурност, че отказът на този компонент е много малко вероятен и че неговата функция ще остане незасегната от предполагаемото (иницииращо) изходно събитие. | Отказът на пасивните компоненти е взет предвид при проектирането на централата **AP1000**. Пасивният отказ е разгледан в следните раздели на ДКП [2] на централата AP1000: Раздел 1.9.5.3.2; Глава 5; Раздели 6.3; 6.3.5.2; 6.4.4; 9.1.3.12 и 16.1 (Техническа спецификация 16.B.3.7).  Освен това при анализите на централата **AP1000** се разглеждат пасивните откази, както е описано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 15.0.12.2. |
|  |  | **Изискване 26: Избягване на откази при проектирането (Устойчивост на проекта срущу откази)**  **Концепцията за избягване на откази при проектирането трябва да бъде включена, ако е необходимо, в проектирането на системи и компоненти, важни за безопасността.** | Пасивните системи за безопасност на централата **AP1000** използват само естествени сили като гравитация, естествена циркулация и сгъстен газ, за да осигурят работата на системите. Няколко клапана се пренастройват автоматично, за да се задействат функциите на системата за пасивна безопасност. За да се осигури висока надеждност, много от тези клапани, както и много от изолиращите клапани на защитните съоръжения, са проектирани да бъдат безопасни при повреда (задействат се до своите безопасни позиции при загуба на захранване). За повече подробности вижте [14]. |
| 5.41 | 1 | Системите и компонентите, които са важни за безопасността, се проектират по целесъобразност за безотказно поведение, така че тяхната повреда или повредата на поддържаща характеристика да не възпрепятства изпълнението на предвидената функция за безопасност. | Вж. отговора за изискване 26. |
|  |  | **Изискване 27: Поддържащи обслужващи системи**  **Поддържащите обслужващи системи, които осигуряват работоспособността на оборудване, представляващо част от система, важна за безопасността, се класифицират съответно.** | Пасивните системи за безопасност на централата **AP1000** са значително по-прости от типичните системи за безопасност на реакторите тип PWR, тъй като съдържат значително по-малко компоненти, което намалява необходимите тестове, проверки и поддръжка. Те не се нуждаят от активни поддържащи системи, като например захранване с променлив ток, система за водно охлаждане, система за отопление, вентилация и климатизация или системаза въздух под налягане. В много случаи те са безопасни при повреда и в резултат на това не се нуждаят от никакви поддържащи системи, включително КИП и А или захранване с постоянен ток. Няколко от пасивните системни компоненти се нуждаят от КИП и А и захранване с постоянен ток за първоначалното си настройване; когато е необходимо, батериите осигуряват това захранване с постоянен ток и са класифицирани като оборудване за безопасност (за повече подробности вж. раздел 5.0).  При активните системи от дълбоко ешелонираната защита (защита в дълбочина), всички системи, необходими за тяхното функциониране при смекчаване на въздействието на очаквани експлоатационни събития, също се класифицират като елементи от дълбоко ешелонираната защита. Те включват резервните дизелови генератори на площадката, Системата за управение на централата (PLS-СУЗ) и различни охладителни системи, като системата за техническа вода и охладителната система на компонентите. |
| 5.42 | 1 | Надеждността, резервираността, диверсификацията и независимостта на поддържащите системи и осигуряването на функции за тяхното изолиране и за изпитване на функционалните им възможности трябва да бъдат съизмерими със значението за безопасността на поддържаната система. | Тази цел се изпълнява от проекта на централата **AP1000** . Например системата за КИП и А (СМЗБ (PMS), вж. раздел 7.1.2 от ДКП [2] на централата **AP1000**) и системата за захранване с постоянен ток (IDS, вж. раздел 8.3.2.1.1 от ДКП [2] на централата **AP1000**), които поддържат пасивните системи за безопасност, са проектирани като системи за безопасност, които са резервирани и независими. |
| 5.43 | 1 | Не е допустимо повреда на система за спомагателни услуги да може да засегне едновременно резервиращи части от система за безопасност или система, изпълняваща различни функции за безопасност, и да компрометира способността на тези системи да изпълняват своите функции за безопасност. | Многобройните откази в системата за КИП и А (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 7.1.2) и в системата за захранване с постоянен ток (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 8.3.2.1.1), които поддържат пасивните системи за безопасност, са разгледани във ВАБ на централата **AP1000** (ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 19). Единичен отказ на компонент в дублираща (резервираща) система не може да засегне останалите дублиращи( резервиращи) компоненти. |
|  |  | **Изискване 28: Експлоатационни ограничения и условия за безопасна работа**  **Проектът създава набор от експлоатационни ограничения и условия за безопасна експлоатация на ядрената електроцентрала.** | В глава 16 (Технически спецификации) на ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени експлоатационните ограничения и условията за безопасна експлоатация на централата **AP1000**. |
| 5.44 | 1-8 | Изискванията, експлоатационните ограничения и условия, установени в проекта на ядрената електроцентрала, трябва да включват (Изискване 6 от серия стандарти за безопасност на МААЕ № SSR-2/2 (Ред. 1), Безопасност на атомните електроцентрали/Safety of Nuclear Power Plants: Въвеждане в експлоатация и експлоатация [4]):  (а) Граници на безопасност;  (б) Ограничителни настройки за системите за безопасност;  (в) Експлоатационни граници и условия за нормална работа;  (г) Ограничения на системата за управление и процедурни ограничения на променливите на процеса и други важни параметри;  (д) Изисквания за наблюдение, поддръжка, изпитване и инспекция на централата, за да се гарантира, че конструкциите, системите и компонентите функционират според предвиденото в проекта, за да се спази изискването за оптимизация чрез поддържане на радиационните рискове на възможно най-ниско ниво;  (е) определени експлоатационни конфигурации, включително експлоатационни ограничения в случай на неизползваемост на системите за безопасност или на свързаните с безопасността системи;  (ж) Декларации за действие, включително срокове за изпълнение на действията в отговор на отклонения от експлоатационните ограничения и условия. | В глава 16 (Технически спецификации) на ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени определените експлоатационни режими на централата **AP1000**, границите на безопасност, ограничителните условия за експлоатация и изискванията за наблюдение. Този набор от технически спецификации е предназначен да се използва като ръководство при разработването на специфичните за централата технически спецификации от собственика на централата.  Вижте също отговора на изискване 29 и параграф 4.11. |
|  |  | **ПРОЕКТИРАНЕ ЗА БЕЗОПАСНА ЕКСПЛОАТАЦИЯ ПРЕЗ ЦЕЛИЯ ПЕРИОД НА ЕКСПЛОАТАЦИЯ НА ЦЕНТРАЛАТА** |  |
|  |  | **Изискване 29: Калибриране, изпитване (тестване), поддръжка, ремонт, замяна, проверка и наблюдение на елементи, важни за безопасността**  **Елементите, които са важни за безопасността на ядрената електроцентрала, се проектират така, че да бъдат калибрирани, изпитвани, поддържани, ремонтирани или заменяни, инспектирани и наблюдавани, както е необходимо, за да се гарантира способността им да изпълняват функциите си и да запазят целостта си при всички условия, посочени в проектната им база.** | Важните за безопасността КСК на централата **AP1000** отговарят на тези изисквания. Уестингхаус е разработила програма за първоначално изпитване (тестване), описана в глава 14 от ДКП [2] на централата **AP1000**, която се извършва по време на първоначалното пускане на централата **AP1000**. Общата цел на програмата за изпитване е да се демонстрира, че централата е построена съгласно проекта, че системите работят в съответствие с проекта на централата и че дейностите, завършващи с експлоатация при пълна лицензирана мощност, включително първоначално зареждане с гориво, първоначална критичност и повишаване на мощността, се извършват по контролиран и безопасен начин. Съществуват водещи критерии, които са използвани при проектирането на централата за поддръжка и за извършване на дейности по поддръжка, изпитване тестване() и наблюдение. Тези критерии се основават на данни от АЕЦ с леководни реактори и промишлени групи, на опита на Уестингхаус в областта на услугите и на данни от Изпълнителната група на американските строители на централата **AP1000** (неформална структура на клиентите на АЕЦ с леководни реактори в САЩ, работещи с централата **AP1000**). Инспекцията в експлоатация на компоненти от клас 1 е разгледана в раздел 5.2.4 на ДКП [2] на централата **AP1000**, а инспекцията на компоненти в експлоатация от класове 2, 3 и MC е разгледана в раздел 6.6 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Изпитването на компонентите за безопасност по време на експлоатация е разгледано в раздел 3.9.6. |
|  |  | **Изискване 29: Калибриране, изпитване, поддръжка, ремонт, замяна, проверка и наблюдение на елементи, важни за безопасността**  **(продължение)** | Изискванията за надзорни изпитвания (тестване) са посочени в техническите спецификации на централата, както е описано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 16.1. Възможността за поддръжка на централата **AP1000** е оценена като част от оценката на човешкия фактор, представена в глава 18 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Разположението на централата **AP1000** е съобразено с необходимия достъп за изпитване, поддръжка, ремонт, подмяна и проверка на компонентите в експлоатация. |
| 5.45 | 1 | Разположението и оформлението на централата трябва да бъде такова, че дейностите по калибриране, изпитване, ремонт или подмяна на техниката за поддръжка, инспекция и мониторинг да бъдат улеснени и да могат да се извършват съгласно съответните национални и международни норми и стандарти. Тези дейности трябва да са съизмерими с важността на функциите по безопасност, които трябва да се изпълняват, и да се извършват без ненужно излагане на работниците на риск от облъчване.. | Вж. отговора за изисквания 29 и 78.  ALARA е заложена в проекта на строителните конструкции, системите за съхранение и обработка на горивото и спомагателните системи (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 6.1.2.1, 9.1.3.1, 9.3).  Разположението на централата **AP1000** е съобразено с необходимия достъп за изпитване, поддръжка, ремонт, подмяна и проверка на компонентите в експлоатация. Това включва вземане под внимание на ALARA. Вижте също отговора на изискване 5, в който се разглежда ALARA в проекта на централата **AP1000** . |
| 5.46 | 1 | Когато се планира важни за безопасността елементи да бъдат калибрирани, изпитвани или поддържани по време на производство на електроенергия, съответните системи трябва да бъдат проектирани така, че да изпълняват тези задачи без значително намаляване на надеждността на изпълнението на функциите за безопасност. Разпоредбите за калибриране, изпитване, поддръжка, ремонт, подмяна или инспекция на важни за безопасността елементи по време на спиране трябва да бъдат включени в проекта, така че тези задачи да могат да се изпълняват без значително намаляване на надеждността на изпълнението на функциите за безопасност. | Изискванията за изпитване и поддръжка на компонентите, важни за безопасността, са описани в ДКП [2] на централата **AP1000**, ВАБ [4], техническите спецификации (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 16.1) и контрола на краткосрочната наличност (ДКП [2] на централата**AP1000**, раздел 16.3). Например изискванията за изпитване и поддръжка на следните компоненти са разгледани в следните раздели на ВАБ [4] за централата **AP1000** : топлообменник за пасивно отвеждане на остатъчната топлина (раздел 8.2.3 от ВАБ), бак за подпитка на активната зона (раздел 9.1.3 от ВАБ), акумулатор (раздел 10.1.3 от ВАБ), автоматично понижаване на налягането (раздел 11.2.3 от ВАБ), резервоар за съхранение на вода за зареждане с гориво в защитната конструкция (контеймънт)(раздел 12.2.3 от ВАБ) и др. В тези раздели е определено кога е целесъобразно да се тества и/или поддържа компонентът по време на работа на електроцентралата и кога е необходимо да се извършат дейностите по време на спиране на централата. Философията за изпитване и поддръжка на компонентите на централата **AP1000** гарантира, че задачите могат да се изпълняват без значително намаляване на надеждността или ефективността на функцията(ите) за безопасност на компонента.  Вижте също отговора за изискване 29. |
| 5.47 | 1-3 | Ако даден елемент, който е важен за безопасността, не може да бъде проектиран така, че да може да бъде изпитван (тестван), инспектиран или наблюдаван в желаната степен, трябва да бъде представена солидна техническа обосновка, която включва следния подход:  (а) Посочват се други доказани алтернативни и/или косвени методи, като например надзорно изпитване (тестване) на референтни изделия или използване на проверени и валидирани изчислителни методи;  (б) Прилагат се консервативни граници (запаси) на безопасност или се вземат други подходящи предпазни мерки за компенсиране на възможни непредвидени откази. | Това изискване не е приложимо към проекта на централата **AP1000** . Всички важни за безопасността компоненти могат да бъдат изпитвани (тествани), проверявани и контролирани в желаната степен. За допълнителна информация относно изпитването, инспектирането и мониторинга на "важните за безопасността" компоненти на централата **AP1000** вж. отговора за параграф 5.46 и изискване 29. |
|  |  | **Изискване 30: Квалификация на елементите, важни за безопасността**  **"Изпълнява се програма за квалификация на елементи, важни за безопасността, за да се провери дали елементите, важни за безопасността в ядрената електроцентрала, са в състояние да изпълняват предвидените си функции, когато е необходимо, и при преобладаващите условия на околната среда през целия им проектен живот, като надлежно се отчитат условията в централата по време на поддръжката и изпитванията."** | Централата **AP1000** отговаря на тези изисквания, както е описано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.11, "Квалификация относно околната среда на механичното и електрическото оборудване/Environmental Qualification of Mechanical and Electrical Equipment" В Приложение 3D е представена методологията за квалификация на оборудването за безопасност на централата **AP1000**. Програмата за квалификация на оборудването относно околната среда гарантира, че компонентите се проектират и квалифицират, като се вземат предвид най-екстремните експлоатационни условия (независимо дали става въпрос за условия на авария или поддръжка и изпитване (тестване)).  За активните системи на дълбоко ешелонираната защита, условията, при които те могат да бъдат задействани след проектно събитие, не се различават от условията на околната среда при нормалното им спиране.  За събития, свързани с разтопяване на активната зона, в Приложение 19D (оценка на устойчивостта на оборудването) към ДКП [2] на централата **AP1000** се оценява наличието на оборудване и апаратура, използвани по време на тежка авария, за постигане на контролирано, стабилно състояние след повреда на активната зона в уникалните условия на защитната конструкция (контеймънт). |
| 5.48 | 1 | Условията на околната среда, които се разглеждат в програмата за квалификация на елементите, важни за безопасността на ядрената електроцентрала, трябва да включват вариациите в условията на околната среда, които се предвиждат в проектната база на централата. | Вж. отговора за изискване 30. |
| 5.49 | 1 | "Програмата за квалификация на елементите, важни за безопасността, трябва да включва отчитане на ефектите от стареенето, причинени от фактори на околната среда (като условия на вибрации, облъчване, влажност или температура), през очаквания експлоатационен живот на елементите, важни за безопасността." Когато елементите, важни за безопасността, са подложени на естествени външни събития и се изисква да изпълняват функция за безопасност по време на или след такова събитие, програмата за квалификация трябва да възпроизвежда, доколкото е практически възможно, условията, наложени на елементите, важни за безопасността, от естественото събитие, чрез изпитване или анализ, или чрез комбинация от двете. | В ДКП [2] на централата **AP1000**, Приложение 3D, Приложение B е описана програмата за оценка на стареенето на електрическото и механичното оборудване на централата **AP1000**, а в Приложение 3D, Приложение C и D е описано въздействието на радиационното и термичното стареене върху компонентите. |
| 5.50 | 1 | Всички условия на околната среда, които разумно могат да бъдат предвидени и които могат да възникнат в определени експлоатационни състояния, като например при периодично изпитване на степента на изтичане на херметичната конструкция (контеймънтп), се включват в програмата за квалификация. | Вж. отговора за изискване 30.  Оборудването на централата **AP1000** се проектира, като се вземат предвид условията на околната среда, на които може да бъде подложен компонентът по време на нормална експлоатация, преходни процеси и аварии, изпитвания и др. |
|  |  | **Изискване 31: Управление на стареенето**  **Определя се проектният срок на експлоатация за елементите, които са важни за безопасността на ядрената електроцентрала. В проекта се предвиждат подходящи резерви, за да се вземат предвид съответните механизми на стареене, неутронно окрехкостяване и износване, както и потенциалът за деградация, свързана с възрастта, за да се гарантира способността на елементите, важни за безопасността, да изпълняват необходимите функции за безопасност през целия им проектен живот.** | В ДКП [2] на централата **AP1000**, допълнение 3D, приложение B е описана програмата за оценка на стареенето на електрическите и механичните компоненти на централата **AP1000**, а в приложение 3D, приложения C и D е направена оценка на въздействието на радиационното и термичното стареене върху компонентите. |
| 5.51 | 1 | Проектът за ядрена електроцентрала трябва надлежно да отчита ефектите на стареене и износване във всички експлоатационни състояния, за които е предвиден даден компонент, включително изпитвания, поддръжка, прекъсвания за поддръжка, състояния на централата по време на постулирано изходно събитие и състояния на централата след постулирано изходно събитие. | Вж. отговора за изискване 31. |
| 5.52 | 1 | Предвижда се мониторинг, изпитване (тестване), вземане на проби и инспекция за оценка на механизмите на стареене, предвидени на етапа на проектиране, и за подпомагане на идентифицирането на непредвидено поведение на централата или на деградация, която може да възникне по време на експлоатация. | Вж. отговора за изискване 31. |
|  |  | **ЧОВЕШКИ ФАКТОРИ** |  |
|  |  | **Изискване 32: Проект за оптимална работа на оператора**  **Систематичното разглеждане на човешкия фактор, включително интерфейса човек-машина, се включва на ранен етап в процеса на проектиране на ядрена електроцентрала и продължава през целия процес на проектиране.** | В раздел 18.2 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представена програмата за управлението на на инженерни изследвания на човешкия фактор в централата **AP1000**. В нея е представен планът на програмата за инженерни изследвания на човешкия фактор, който се използва за разработване, изпълнение, надзор и документиране на тази програма за инженерни изследвания на човешкия фактор. Този план на програмата включва състава на инженерния екип по човешкия фактор. |
| 5.53 | 1 | В проекта на ядрената електроцентрала се посочва минималният брой оперативен персонал, необходим за извършване на всички едновременни операции, необходими за привеждане на централата в безопасно състояние. | При проектирането на човешкия фактор на централата **AP1000** е определена цел за минималния брой на персонала в блочния щит за управление (БЩУ), необходим за безопасно наблюдение и управление на централата при всички условия на работа. Собственикът на централата ще се погрижи за конкретните нива на персонал и квалификация на персонала на централата. |
| 5.54 | 1 | Експлоатационният персонал, който има експлоатационен опит от подобни централи, трябва, доколкото е възможно, да участва активно в процеса на проектиране, провеждан от проектантската организация, за да се гарантира, че бъдещата експлоатация и поддръжка на оборудването се разглежда възможно най-рано в процеса. | Програмата за човешкия фактор в централата **AP1000** включва участието на опитни оператори от съществуващи централи с реактори PWR. |
| 5.55 | 1 | Проектът трябва да подпомага експлоатационния персонал при изпълнението на неговите отговорности и задачи и да ограничава въздействието на експлоатационните грешки върху безопасността. В процеса на проектиране трябва да се обърне необходимото внимание на разположението на централата и на оборудването, както и на процедурите, включително процедурите за поддръжка и проверка, за да се улесни взаимодействието между обслужващия персонал и централата във всички нейни състояния. | Както е разгледано в глава 18 на ДКП [2] на централата **AP1000**, при проектирането на централата **AP1000** е приложен инженеринг на човешкия фактор, включително дисциплина по инженеринг на човешкия фактор, която моделира човешките грешки. Проектът на централата **AP1000** е разработен от самото начало, като са взети предвид извлечените поуки и мненията на операторите на централата относно експлоатацията на централата и отговорностите за изпълнение на задачите. Това включва съображения като човешки възможности, процедури (напр. технически спецификации (инструкции), компютъризирани аварийни процедури и др.) и разположение на централата (БЩУ, защитна зона, спомагателна сграда) за улесняване на взаимодействието между обслужващия персонал и централата, така че тя да може да се експлоатира безопасно и ефективно. |
| 5.56 | 1 | Интерфейсът човек-машина се проектира така, че да предоставя на операторите изчерпателна, но лесно управляема информация, в съответствие с необходимото време за вземане на решение и време за действие. Информацията, необходима на оператора за вземане на решение за действие, се представя просто и недвусмислено. | Това изискване е изпълнено, както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 18.4 за анализ и разпределение на функционалните изисквания, раздел 18.5, анализ на задачите, и други раздели в глава 18. Анализът на задачите представлява една от основите за проектиране на интерфейса човек-система; дава информация за разработването на процедури; дава информация за изискванията за персонала, обучението и комуникациите в централата; и гарантира, че изискванията за човешката работа не надвишават човешките възможности. |
| 5.57 | 1 | На оператора се предоставя необходимата информация:  (а) Да се оцени общото състояние на централата при всякакви условия;  (б) Да експлоатира централата в рамките на определените ограничения на параметрите, свързани със системите и оборудването на централата (експлоатационни ограничения и условия);  (в) да потвърди, че действията по безопасност за задействане на системите за безопасност се задействат автоматично, когато е необходимо, и че съответните системи работят по предназначение;  (г) Да се определи както необходимостта, така и времето за ръчно задействане на посочените действия за безопасност. | Дисплеите и контролните уреди в БЩУ (вж. ДКП [2], раздел 1.2.1.5.3 и глава 7) и оперативните процедури на централата позволяват на операторите да оценяват общото състояние на централата при всякакви условия, да управляват централата в рамките на определените граници (вж. ДКП [2], глава 16) и да потвърждават, че системите за безопасност са задействани, когато е необходимо, и работят по предназначение; Тези функции се изпълняват от централата **AP1000**, както е разгледано в:  (а) ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 18.8: Проектиране на интерфейса човек-система, който представя изпълнителния план за изпълнение на проектирането на интерфейса човек-система; |
| 5.57 (продължение) | 1 |  | (б) и (в)  ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 18.9: Разработване на процедури, които предоставят информация за разработването на оперативните процедури на централата, включително информация за насоките за аварийно реагиране на централата **AP1000** и оперативните процедури при аварийни ситуации.  (г) Изискванията за мониторинг след авария в централата **AP1000** са посочени в раздел 7.5 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 5.58 | 1 | Проектирането трябва да е такова, че да насърчава и подпомага успеха на действията на оператора, като се отчитат времето, с което разполага за действие, очакваните условия и психологическите изисквания към оператора. | Вж. отговора за параграф 5.57. Процедурите за експлоатация на централата **AP1000** са разработени, като са взети предвид съображения като времето за действие на оператора и психологическите изисквания към него. |
| 5.59 | 1 | Необходимостта от намеса от страна на оператора в кратки срокове се свежда до минимум и се доказва, че операторът разполага с достатъчно време за вземане на решение и с достатъчно време за действие. | Това е изпълнено за централата **AP1000** чрез обсъжданията в различни раздели на глава 18 от ДКП [2] на централата **AP1000**.  Системите и оборудването за пасивна безопасност на централата **AP1000** са проектирани така, че автоматично да създават и поддържат целостта на охлаждането на активната зона и на защитната конструкция (контеймънт) в продължение на най-малко 72 часа след проектно събитие, ако се приеме, че има най-ограничаваща единична повреда, няма действия на оператора и няма източници на променлив ток на площадката и извън нея. Вижте също отговора за параграф 2.13. |
| 5.60 | 1 | Проектът трябва да е такъв, че да гарантира, че след събитие, засягащо централата, условията на околната среда в БЩУ или в допълнителната контролна зала и на местата по пътя за достъп до допълнителната контролна зала не застрашават сигурността и безопасността на обслужващия персонал. | За централата **AP1000** това е изпълнено чрез обсъжданията в различни раздели на ДКП [2] на централата **AP1000**, включително раздели 2.25 и 3.1 от ниво 1, както и раздели 1.2.1.5.3 и 1.9.2, 6.4 и глава 18 от ниво 2.  Системата за аварийно обитаване на БЩУ (САО) е в състояние да поддържа средата в БЩУ, подходяща за продължително обитаване, през целия период на постулираните аварии. Вижте допълнителни подробности в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.4. |
| 5.61 | 1 | Проектирането на работните места и работната среда на обслужващия персонал трябва да са в съответствие с ергономичните концепции. | В раздел 18.3, "Преглед на експлоатационния опит", на ДКП на централата **AP1000** се разглежда процесът, при който се идентифицират, анализират и решават инженерни проблеми, свързани с човешкия фактор, възникнали при предишни проекти на централата; а в раздел 18.4, "Анализ и разпределение на функционалните изисквания", се представят резултатите от процеса на анализ на функционалните изисквания и разпределение на функциите, приложен към централата **AP1000** . |
| 5.62 | 1 | Проверката и валидирането, включително чрез използване на симулатори, на характеристиките, свързани с човешкия фактор, се включват на подходящи етапи, за да се потвърди, че необходимите действия от страна на оператора са идентифицирани и могат да бъдат изпълнени правилно. | В раздел 18.11 на ДКП [2] на централата **AP1000** се обсъжда изпълнението на това изискване чрез програмата за проверка и валидиране на интерфейса на човек-система на централата **AP1000**. |
|  |  | **ДРУГИ СЪОБРАЖЕНИЯ ПРИ ПРОЕКТИРАНЕТО** |  |
|  |  | **Изискване 33: Системи за безопасност и характеристики за безопасност при условия на надпроектни аварийни състояния на блокове в ядрена електроцентрала с няколко блока**  **Всеки блок на многоблокова ядрена електроцентрала трябва да има собствени системи за безопасност и собствени характеристики за безопасност за условията на надпроектни аварийни състояния.** | Това изискване е в съответствие с философията на проекта за самостоятелен блок на централата **AP1000**. Не се допуска споделяне на системите за безопасност между няколко блока на една площадка. |
| 5.63 | 1 | С цел допълнително повишаване на безопасността в проекта трябва да се предвидят средства, позволяващи междинно свързване между блоковете на ядрена електроцентрала с няколко блока. | Вж. отговора за изискване 33. |
|  |  | **Изискване 34: Системи, съдържащи делящи се материали или радиоактивни материали**  **Всички системи в ядрената електроцентрала, които биха могли да съдържат делящи се материали или радиоактивни материали, се проектират така, че: да се предотврати възникването на събития, които биха могли да доведат до неконтролируемо радиоактивно изпускане в околната среда; да се предотврати случайна критичност и прегряване; да се гарантира, че радиоактивните изхвърляния се поддържат под разрешените граници на изхвърляне при нормална експлоатация и под допустимите граници в условия на авария, и се поддържат на възможно най-ниско ниво; и да се улесни намаляването на радиологичните последици от авариите.** | КСК на централата **AP1000** , които осигуряват радиационна защита, са описани в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави от 3 до 12. Конкретните примери включват в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 3.1, 3.5, 3.6, 3.7, 3.11.4, 4.6, 5.2 и 5.3.  Вижте също отговорите за изисквания 5 и 78. |
|  |  | **Изискване 35: Ядрени електроцентрали, използвани за комбинирано производство на топлинна и електрическа енергия, производство на топлина или обезсоляване на вода**  **Ядрените електроцентрали, свързани с блокове за оползотворяване на топлина (например за централно отопление) и/или с блокове за обезсоляване на вода, трябва да бъдат проектирани така, че да предотвратяват процеси, които пренасят радионуклиди от ядрената електроцентрала към блока за обезсоляване или блока за централно отопление в условията на експлоатационни състояния и в условията на авария.** | Това не е предвидено в стандартния проект на централата **AP1000** . Това обаче е добре разбираемо изискване за такива евентуални адаптации, специфични за конкретната площадка. |
|  |  | **Изискване 36: Пътища за евакуация от централата**  **"Ядрената електроцентрала трябва да бъде снабдена с достатъчен брой пътища за евакуация, ясно и трайно обозначени, с надеждно аварийно осветление, вентилация и други услуги, необходими за безопасното използване на тези пътища за евакуация."** | В ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.2, глава 12 и глава 13 се съдържат описания на изпълнението на тези изисквания за централата **AP1000**.  За всяка пожарна зона са осигурени пътища за достъп на пожарникарския персонал и пътища за евакуация, осигуряващи жизнена безопасност. |
| 5.64 | 1 | Пътищата за евакуация от ядрената електроцентрала трябва да отговарят на съответните национални и международни изисквания за радиационно зониране и противопожарна защита, както и на съответните национални изисквания за промишлена безопасност и сигурност на централата. | Радиационното зониране е описано в глава 12 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Противопожарната защита е описана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5. Сигурността на централата е описана в ДКП [2] на централа **AP1000**, раздел 13.6. |
| 5.65 | 1 | Трябва да има поне един път за евакуация от работните места и другите обитаеми зони след вътрешно събитие или външно събитие, или след комбинация от събития, взети предвид при проектирането. | Вж. отговора за изискване 36. |
|  |  | **Изискване 37: Комуникационни системи в централата**  **В цялата ядрена електроцентрала трябва да бъдат осигурени ефективни средства за комуникация, които да улесняват безопасната експлоатация при всички режими на нормална работа и да са на разположение за използване след всички предполагаеми постулирани иницииращи (изходни) събития и в условия на авария.** | Комуникационната система на централата **AP1000** (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.2) осигурява ефективна вътрешна комуникация в централата и ефективна комуникация между централата и външната среда при нормални условия, ремонт, преходни процеси, пожар и аварийни условия, включително загуба на външно захранване. |
| 5.66 | 1 | Осигуряват се подходящи алармени системи и средства за комуникация, така че всички лица, намиращи се в ядрената електроцентрала и на площадката, да могат да получават предупреждения и инструкции в експлоатационни състояния и в условия на авария. | Системата за комуникация (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.2) позволява на всеки дежурен охранител, пазач или въоръжено отговорно лице да поддържа непрекъсната връзка с лице от всеки алармен пост и с други агенции както на площадката, така и извън нея, както се изисква от 10 CFR 73, раздели 55 (д) и (е).  Комуникационната система се състои от следните подсистеми:   * Безжична телефонна система * Система за телефония/пейджинг * Частна система за автоматичен обмен * Система със звуков сигнал * Аварийни комуникации извън площадката * Комуникационна система за сигурност и охрана.   Осигурени са подходящи алармени системи и средства за комуникация, така че всички лица, намиращи се в ядрената електроцентрала и на площадката, да могат да получават предупреждения и инструкции в експлоатационни състояния и в условия на авария. Допълнителни подробности са предоставени в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.2. |
| 5.67 | 1 | Осигуряват се подходящи и разнообразни средства за комуникация, необходими за осигуряване на безопасността в рамките на ядрената електроцентрала и в непосредствена близост до нея, както и за комуникация със съответните агенции извън площадката. | Комуникационната система на централата **AP1000** се състои от следните подсистеми (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.2):   * Безжична телефонна система * Система за телефония/пейджинг * Частна система за автоматичен обмен * Система със звуков сигнал * Аварийни комуникации извън площадката * Комуникационна система за сигурност и охрана. |
|  |  | **Изискване 38: Контрол на достъпа до централата**  **Ядрената електроцентрала трябва да бъде изолирана от заобикалящата я среда с подходящо разположение на различните структурни елементи, така че да може да се контролира достъпът до нея.** | В раздел 1.2 на ДКП [2] на централата **AP1000** е описано разположението на централата **AP1000**, което изолира централата от съседните околности. |
| 5.68 | 1 | При проектирането на сградите и планирането на площадката се предвиждат разпоредби за контрол на достъпа до ядрената електроцентрала на обслужващия персонал и/или на оборудването, включително на персонала и превозните средства за аварийно реагиране, като се обръща особено внимание на защитата от неразрешено влизане на хора и стоки в централата. | Разположението на централата **AP1000** е описано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.2.3. В раздел 2.2 на ДКП [2] на централата **AP1000** се обсъжда разглеждането на специфичните за площадката потенциални опасности в процеса на лицензиране. Лицензиантът на централата ще разгледа специфичната за площадката информация, свързана със сигурността и охраната на централата. |
|  |  | **Изискване 39: Предотвратяване на неразрешен достъп до или намеса в елементи, важни за безопасността**  **Предотвратява се неоторизиран достъп до или намеса в елементи, важни за безопасността, включително компютърен хардуер и софтуер.** | Планът за сигурност и охрана се състои от "Плана за физическа сигурност на централата **AP1000** ", Плана за обучение и квалификация и Плана за действие при извънредни ситуации, както е посочено в раздел 13.6 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Лицензиантът на централата ще разгледа специфичната за обекта информация, свързана с плановете за сигурност, извънредни ситуации и обучение на охраната. Лицензиантът на централата разработва план за физическа сигурност и охрана, план за обучение и квалификация и план за действие при извънредни ситуации. Лицензиантът на централата ще разработи и приложи програма за киберсигурност. |
|  |  | **Изискване 40: Предотвратяване на вредни взаимодействия на системи, важни за безопасността**  **Оценява се потенциалът за вредни взаимодействия на системите, важни за безопасността на ядрената електроцентрала, които може да се наложи да работят едновременно, и се предотвратяват последиците от всякакви вредни взаимодействия.** | Проектът на централата **AP1000** беше обект на системна оценка на потенциалните неблагоприятни системни взаимодействия, документирана в WCAP-15992, "**AP1000** Доклад за оценка на нежеланите взаимодействия на системите/Adverse Systems Interactions Evaluation Report" [18]. Взаимодействията между системите за КИП и А са описани в глава 7 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Вижте също ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.9.4.2.2.A-17. |
| 5.69 | 1 | При анализа на потенциала за вредни взаимодействия на системите, важни за безопасността, се вземат предвид физическите взаимовръзки и възможните последици от работата, неправилното функциониране или неизправността на една система върху местните условия на околната среда на други важни системи, за да се гарантира, че промените в условията на околната среда не влияят върху надеждността на системите или компонентите да функционират по предназначение. | Вж. отговора за изискване 40.  Документът за проучванията на неблагоприятните взаимодействия между системите на централата **AP1000** в реф. [18] са оценени физическите взаимовръзки и възможните ефекти от работата, прекъсването на работата или неправилното функциониране на една система върху работата на други важни системи. |
| 5.70 | 1 | Ако две флуидни системи, важни за безопасността, са свързани помежду си и работят при различни налягания, двете системи трябва да бъдат проектирани така, че да издържат на по-високото налягане, или трябва да се предвидят разпоредби, които да не позволяват превишаване на проектното налягане на системата, работеща при по-ниско налягане. | Проектните характеристики на флуидните системи на централата **AP1000** са насочени към възможността за повишаване на налягането между системите. Например системата за нормално отвеждане на остатъчното топлоотделяне е проектирана така, че да издържа на налягането в охлаждащата система на реактора (RCS). |
|  |  | **Изискване 41: Взаимодействие между електрическата мрежа и централата**  **Функционалността на елементите, които са важни за безопасността на ядрената електроцентрала, не трябва да се нарушава от смущения в електрическата мрежа, включително очаквани колебания в напрежението и честотата на захранването на мрежата.** | В глава 8 на ДКП [2] на централата **AP1000** се разглежда връзката с мрежата на АЕЦ с леководни реактори и енергийните системи на площадката и извън нея за централата **AP1000** . Имайте предвид, че тъй като пасивните системи за безопасност, използвани в централата **AP1000**, не разчитат на променлив ток, захранването извън площадката не е важно за безопасността. ВАБ потвърждава това, като показва изключително нисък риск от загуба на външно захранване. |
|  |  | **АНАЛИЗ НА БЕЗОПАСНОСТТА** |  |
|  |  | **Изискване 42: Анализ на безопасността на проекта на централата**  **Извършва се анализ на безопасността на проекта на ядрената електроцентрала, при който се прилагат методите както на детерминистичния анализ, така и на вероятностния анализ, за да могат да се оценят и преценят предизвикателствата пред безопасността при различните категории състояния на централата.** | ДКП [2] за централата **AP1000** Глави 6 и 15 съдържат подробно описание на анализите на проектните аварии за централата **AP1000**, включително използваните компютърни програми. В глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000** се обсъжда ВАБ. |
| 5.71 | 1 | Въз основа на анализа на безопасността се потвърждава проектната основа за елементите, важни за безопасността, и техните връзки с иницииращите (изходните) събития и последователностите от събития18. Трябва да се докаже, че проектираната ядрена електроцентрала е в състояние да спазва разрешените граници на изхвърлянията по отношение на радиоактивните изхвърляния и границите на дозите във всички експлоатационни състояния и е в състояние да удовлетвори спазването на приемливите граници при аварийни условия.  *Бележка под линия: 18 Изискванията за оценка на безопасността на съоръженията и дейностите са установени в GSR Част 4 (Ред. 1) [2].* | Анализите на безопасността в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 16, 15 и 19, потвърждават проектната база за безопасност на централата **AP1000**. |
| 5.72 | 1 | Анализът на безопасността трябва да дава увереност, че при проектирането на централата е приложена дълбоко ешелонирана защита (защита в дълбочина). | Оценката на безопасността в глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000** дава увереност, че мерките за ешелонираната защита (защита в дълбочина) в проекта на централата **AP1000** са ефективни и адекватни. |
| 5.73 | 1 | Анализът на безопасността трябва да гарантира, че при проектирането на централата, неизвестните фактори са били взети предвид в достатъчна степен, и по-специално, че са налице достатъчни резерви за избягване на “ефекта на ръба на скалата”19 и ранни или големи радиоактивни изхвърляния.  *Бележка под линия: 19 "Ефектът на ръба на скалата" в ядрената електроцентрала е случай на сериозно необичайно поведение на централата, причинено от рязък преход от едно състояние на централата към друго след малко отклонение в параметър на централата и по този начин внезапна голяма промяна в условията на централата в отговор на малка промяна на входните данни.* | Компютърните програми и тяхната проверка и валидиране, включително третирането на неизвестни фактори, са обобщени в ДКП [2] на централата **AP1000** глава 15 (детерминистични) и глава 19 (анализи на ВАБ). |
| 5.74 | 1 | Приложимостта на аналитичните допускания, методите и степента на консервативност, използвани при проектирането на централата, се актуализират и проверяват за текущия или за проекта в готов вид. | Процедурите за промяна на проекта и процедурите за съгласуване на проекта в готов вид изискват проверка на приложимостта на аналитичните методи.  Уестингхаус е разработила програма за първоначално изпитване (тест), описана в глава 14 от ДКП [2] на централата **AP1000**, която се извършва по време на първоначалното пускане на централата **AP1000**. Общата цел на програмата за изпитване е да се демонстрира, че централата е построена съгласно проекта, че системите работят в съответствие с проекта на централата и че дейностите, които завършват с работа на пълна лицензирана мощност, включително първоначално зареждане с гориво, първоначална критичност и повишаване на мощността, се извършват по контролиран и безопасен начин. |
|  |  | **Детерминистичен подход** |  |
| 5.75 | 1-7 | Детерминистичният анализ на безопасността трябва да съдържа главно:  (а) Установяване и потвърждаване на проектните основи за всички елементи, важни за безопасността;  (б) Характеристика на предполагаемите иницииращи (изходни) събития, които са подходящи за мястото (площадката) и конструкцията на централата;  (в) Анализ и оценка на последователностите от събития, които са резултат от постулирани иницииращи (изходни) събития, за потвърждаване на квалификационните изисквания;  (г) Сравнение на резултатите от анализа с критериите за приемливост, проектните граници, границите на дозите и приемливите граници за целите на радиационната защита;  (д) Доказване, че управлението на очакваните експлоатационни събития и условията на проктните аварии е възможно чрез безопасни действия за автоматично задействане на системите за безопасност в комбинация с предписаните действия на оператора.  (е) Доказване, че управлението на надпроектните аварийни сътояния е възможно чрез автоматично задействане на системите за безопасност и използване на характеристиките за безопасност в комбинация с очакваните действия на оператора. | В ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 6, 15 и 19 е описано как тези изисквания се изпълняват за проектни аварии на централата **AP1000**. По-специално:  Информацията, свързана с точки (а) и (б), може да бъде намерена в глава 6 от ДКП [2] на централата **AP1000**;  Информацията по отношение на точки (в) и (г) може да бъде намерена в глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000**;  Информацията по отношение на точки (д) и (е) може да бъде намерена в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 19. |
|  |  | **Вероятностен подход** |  |
| 5.76 | 1 | При проектирането трябва да се вземе предвид вероятностният анализ на безопасността на централата за всички режими на експлоатация и всички състояния на централата, включително и при спиране, като се вземат предвид по-специално:  (а) установяване, че е постигнат балансиран проект, така че никоя конкретна характеристика или предполагаемо иницииращо (изходно) събитие да няма непропорционално голям или значително несигурен принос към общите рискове и че, доколкото е възможно, нивата на ешелонираната защита (защита в дълбочина) са независими;  (б) осигуряване на гаранции, че ще бъдат предотвратени малки отклонения в параметрите на централата, които биха могли да доведат до големи промени в състоянието на централата (ефекти на ръба на скалата)20;  (в) Сравняване на резултатите от анализа с критериите за приемане на риска, когато такива са определени.  *Бележка под линия: 20 "Ефектът на ръба на скалата" в ядрената електроцентрала е случай на сериозно необичайно поведение на централата, причинено от рязък преход от едно състояние на централата към друго след малко отклонение в параметър на централата и по този начин внезапна голяма промяна в условията на централата в отговор на малка промяна на входните данни.* | ВАБ на централата **AP1000**, обобщен в глава 19 на ДКП [2] на централата **AP1000**, който включва както работни състояния, така и състояния на спиране, беше проведен със следните цели:   * Осигуряване на интегриран поглед върху поведението на централата **AP1000** в отговор на преходни процеси и аварии, включително тежки аварии * Да отговаря на регулаторните изисквания на NRC на САЩ за провеждане на специфичен за проекта ВАБ като част от заявлението за сертифициране на проекта (10 CFR 52.47(a)(i)(v)) * Доказване, че проектът отговаря на предложените цели за безопасност по отношение на честотата на повреждане на активната зона и изхвърлянето на големи количества продукти на делене * Изграждане на модел на ВАБ от ниво 1 (честота на повреждане на активната зона), ниво 2 (честота на големи изхвърляния) и ниво 3 (доза извън обекта), който е в съответствие с изискванията за проектна конфигурация и експлоатация на централата **AP1000** и изискванията на URD за усъвършенствани леководни реактори по отношение на методологията на ВАБ |
| 5.76 (продължение) | 1 |  | * Доказване на ниската уязвимост и нечувствителност на централата **AP1000** към взаимодействието с хората * Осигуряване на принос към процеса на проектиране (т.е. осигуряване на инструмент за проучване на подробни проектни решения и оперативни стратегии за оптимизиране на безопасността на централата **AP1000**) * Доказване на съответствие с критериите за контрол на водорода, посочени в 10 CFR 50.34(e)(2)(ix) * Служи като основа за програма за управление на аварии   По време на процеса на GDA [3] беше доказано също, че не съществуват “ефекти на ръба на скалата”, които могат да доведат до непредвиден риск за безопасността на централата. |
| **6.0** |  | **ПРОЕКТИРАНЕ НА СПЕЦИФИЧНИ СИСТЕМИ В ЦЕНТРАЛАТА** |  |
|  |  | **АКТИВНА ЗОНА НА РЕАКТОР И СВЪРЗАНИ С НЕЯ ХАРАКТЕРИСТИКИ** |  |
|  |  | **Изискване 43: Работни характеристики на горивните елементи и възли**  **Горивните елементи и касети за ядрената електроцентрала се проектират така, че да поддържат структурната си цялост и да издържат задоволително на очакваните нива на радиация и други условия в активната зона на реактора в комбинация със всички процеси на влошаване, които биха могли да възникнат в експлоатационни състояния.** | Предвижда се, че повреда на горивото, дефинирана като проникване в горивната обвивка, няма да възникне при нормална експлоатация и очаквани преходни процеси, както е разгледано в раздел 4.1 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Проектните основи на горивните пръти и горивните касети на централата **AP1000** са създадени, за да удовлетворят общите критерии за ефективност и безопасност, представени в раздел 4.2 на ДКП [2] на централата **AP1000**. При проектирането на горивните пръти в централата **AP1000** се отчитат ефекти като промени в плътността на горивото, отделяне на газове при делене, пълзене на обвивката и други физични свойства, които варират в зависимост от степента на изгаряне на ядреното гориво. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 4.2. |
| 6.1 | 1 | Процесите на влошаване, които трябва да се вземат предвид, включват процесите, произтичащи от:   * Диференциално разширение и деформация; * Външно налягане на охлаждащата течност (топлоносителя); * Допълнително вътрешно налягане, дължащо се на продуктите от деленето и натрупването на хелий в горивните елементи; * Облъчване на горивото и други материали в горивната касета; * Промени в налягането и температурата, произтичащи от промените в мощността на реактора; * Химически ефекти; * Статично и динамично натоварване, включително вибрации, предизвикани от потока, и механични вибрации; * Вариации в характеристиките във връзка с топлопреноса, които биха могли да възникнат в резултат на изкривявания или химически въздействия.   Правят се запаси (допуски) във връзка с неопределености в данните, в изчисленията, и в производството. | Целостта на горивните пръти се осигурява чрез проектиране за предотвратяване на прекомерни температури на горивото, както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 4.2.1.2.1; прекомерно вътрешно налягане на газа в прътите, дължащо се на изпускане на газове при деленето на ядрата на горивото, както е разгледано в раздели 4.2.1.3.1 и 4.2.1.3.2; и прекомерни напрежения, деформации и умора на обвивката, както е разгледано в раздели 4.2.1.1.2 и 4.2.1.1.3. За всяка проектна база експлоатационните характеристики на лимитиращ горивен прът, с подходящо отчитане на неопределеностите, не надвишават границите, определени от проектната база, както е разгледано в раздел 4.2 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.2 | 1 | Проектните граници на горивото включват граници на допустимото изтичане на продукти на делене от горивото при очаквани експлоатационни събития, така че горивото да остане годно за продължителна употреба. | Механичният проект и физическото разположение на компонентите на реактора на централата **AP1000**, заедно с коригиращите действия на системите за управление, защита и аварийно охлаждане на реактора (когато е приложимо), са проектирани така, че да се постигнат определените проектни критерии за горивото, както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 4 и 15. Повреда на горивото, т.е. нарушаване на граничното налягане в обвивката на горивните пръти, не се очаква по време на събитията по Условие I и Условие II, а всяко малко количество повреда на горивото, което може да възникне, е във възможностите на системата за очистване на централата и е в съответствие с проектните основи на централата. Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 4.2. |
| 6.3 | 1 | Горивните елементи и горивните касети трябва да могат да издържат на натоварванията и напреженията, свързани с боравенето с горивото. | Горивните касети на централата **AP1000** са проектирани така, че да издържат на не експлоатационни натоварвания, предизвикани по време на транспортирането, обработката и зареждането и изваждането от активната зона, без да се надвишават критериите на ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 4.2.1.5.1. |
|  |  | **Изискване 44: Конструктивни възможности на активната зона на реактора**  **Горивните елементи и горивните касети и техните поддържащи конструкции на ядрената електроцентрала се проектират така, че в експлоатационно състояние и в условия на авария, различни от тежките аварии, да се поддържа геометрия, която позволява адекватно охлаждане и да не се възпрепятства вмъкването на контролните пръти.** | В раздел 4.2 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представен проектът на горивната система на централата **AP1000** Проектните условия на централата са разделени на четири категории.   * Условие I - нормална работа и преходни процеси при работа * Условие II - събития с умерена честота * Условие III - редки инциденти * Условие IV - ограничаващи неизправности п   Конструкцията на активната зона осигурява достатъчен запас, така че отклонението от ядрено кипене (Departure from Nucleate BoilingQ DNB) да не настъпи с 95 % вероятност и 95 % достоверност за всички събития по Условие I и II. Реакторът може да бъде приведен в безопасно състояние след събитие по Условие III, като само малка част от горивните пръти да са повредени. Частта на повредените горивни пръти трябва да бъде ограничена, за да се спазят изискванията за дозата, посочени в глава 15, въпреки че може да се получи достатъчно повреждане на горивото, което да попречи на незабавното възобновяване на експлоатацията. Реакторът може да бъде приведен в безопасно състояние и активната зона да се поддържа в подкритично състояние с приемлива геометрия на топлопренасяне след транзиенти, възникващи в резултат на събития от Състояние IV. |
|  |  | **Изискване 45: Управление на активната зона на реактора**  **Разпределенията на неутронния поток, които могат да възникнат във всяко състояние на активната зона на реактора в ядрената електроцентрала, включително състояния, възникващи след спиране и по време на или след презареждане с гориво, както и състояния, възникващи в резултат на очаквани експлоатационни събития и на аварийни условия, които не включват деградация на активната зона на реактора, трябва да бъдат стабилни по своята същност. Необходимостите от системата за управление за поддържане на формите, нивата и стабилността на неутронния поток в определените проектни граници във всички експлоатационни състояния трябва да бъдат сведени до минимум.** | Проектните основи и описанието на ядрените проектни характеристики на централата **AP1000** за наблюдение и контрол на разпределението на неутронния поток са разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 4.3.1.6. Ограничаващите разпределения на неутронния поток (мощността) се разглеждат в анализите на безопасността (глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000)** .  Активната зона ще бъде изначално стабилна спрямо измененията на мощността при основния режим. Пространствените колебания на мощността в активната зона при постоянна мощност, ако възникнат, могат да бъдат надеждно и лесно детектирани и потиснати. Общата съчетана стабилност на турбината, парогенератора и системите за управление на мощността на реактора е такава, че обикновено не са възможни колебания в общата мощност на активната зона. Резервирането на защитните вериги води до ниска вероятност от превишаване на проектните нива на мощност. **(**ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 4.3.1.6.1 и 4.3.1.6.2) Работата на системата за управление е разгледана в глава 7 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.4 | 1 | Осигуряват се подходящи средства за детектиране на разпределението на неутронния поток в активната зона на реактора и на измененията му, за да се гарантира, че в активната зона няма области, в които проектните граници могат да бъдат превишени. | Вж. отговора за изискване 45 и ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 4.3.2.2.9, в който се описват инструментите за мониторинг. |
| 6.5 | 1 | При проектирането на устройствата за контрол на реактивността трябва да се вземат предвид износването и ефектите от облъчването, като изгаряне, промени във физичните свойства и образуване на газ. | Проектните съображения на централата **AP1000** за управляващите пръти и изгарящите поглътители се отнасят до тези ефекти и са разгледани в раздел 4.2.3.6 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.6 | 1 | Максималната степен на положителна реактивност и скоростта на нейното нарастване при въвеждане в експлоатационни състояния и аварийни условия, които не включват деградация на активната зона на реактора, се ограничават или компенсират, за да се предотврати всеки произтичащ от това отказ на границата на контура под налягане на топлоносителя (системите за охлаждане на реактора), да се запази способността за охлаждане и да се предотврати всякаква значителна повреда на активната зона на реактора. | Максималната скорост на внасяне на реактивност е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 4.3.1.4.  Максималната скорост на внасяне на реактивност поради изтегляне на управляващите групи кластери или на кластерите от сиви пръти, или поради разреждане на бора, е ограничена от проекта на централата, хардуера и основните физични принципи. По време на нормална експлоатация на мощност максималната контролирана скорост на внасяне на реактивност е ограничена. Максималната скорост на изменение на реактивността, когато две контролни групи кластери са случайно изтеглени, е настроена така, че да няма проблеми с пиковите стойности на линейното топлоотеляне и отклонението от DNBR съотношението.  Максималната стойност на реактивността на управляващите пръти и максималната скорост на внасяне на реактивност с помощта на управляващите пръти са ограничени, за да се предотврати разкъсване на контура под налягане на охлаждащата течност (топлоносител) или нарушаване на вътрешността на активната зона до степен, която би нарушила способността за охлаждане на активната зона в резултат на изтегляне на пръти или на предполагаема авария с изхвърляне на пръти.  След настъпване на всякакви събитие по Условие IV, като например изхвърляне на пръти или прекъсване на паропровод, реакторът може да бъде приведен в състояние на спиране и активната зона запазва приемлива геометрия на топлопренасяне. |
|  |  | **Изискване 46: Изключване на реактора**  **Трябва да се осигурят средства, които да гарантират, че има възможност за спиране на реактора на ядрената електроцентрала в експлоатационни състояния и в условия на авария, както и че състоянието на спиране може да се поддържа дори при условия на най голяма реактивност на състоянията на активната зона на реактора.** | За бавно развиващите се събития централата **AP1000** използва касети с управляващи кластери и химичен контрол като две диверсифицирани системи за контрол на реактивността. За бързи преходни процеси централата **AP1000** осигурява няколко допълнителни функции, които допълват системите за компенсиращ контрол на реактивността по химичен път. Тези разнообразни функции включват система за алтернативно сработване (САС), която осигурява различен начин за прекъсване на електрозахранването на клъстерните сборки на СУЗ (в случай на отказ по обща причина на прекъсвачите за аварийно спиране на реактора). Друга характеристика осигуряваща диверсификация е способността на централата **AP1000** да "преодолее" очаквано преходно събитие без въвеждане на кластерни сборки на СУЗ, като използва характеристиките на активната зона (например отрицателния коефициент на реактивност на забавителя) за намаляване на мощността на реактора. Системата за алтернативно сработване (САС) също така поддържа "преодоляване" чрез аварийно спиране на турбината и включване на топлообменника за пасивно отвеждане на остатъчната топлина.  Кластерните сборки на СУЗ и сивите кластерни сборки на СУЗ се въвеждат в активната зона под действието на силата на гравитацията. Вижте ДКП на AP1000, раздел 3.1 ОКП 26. В режим на нормална експлоатация органите за аварийно спиране на реактора са изцяло изтеглени от зоната (в крайно горно положение). Системата на органите за регулиране автоматично поддържа програмирана средна температура на реактора, като компенсира ефектите на реактивност, свързани с планирани и преходни промени в натоварването. За допълнителна информация вижте раздел 4.3 на ДКП [2] на **AP1000**.  Блоковете с органи за аварийно спиране на реактора са проектирани така, че да осигуряват запас на реактивност за спиране на реактора при нормални условия на експлоатация и по време на очаквани експлоатационни събития (АОО), без да се превишават определените проектни предели за ядреното гориво. |
|  |  | **Изискване 46: Спиране на реактора (продължение)** | При анализите на безопасността се приема, че при експроатационния цикъл (кампания) на активната зона е налице най-ограничаващата част и че най-ефективната спрямо реактивността група контролни пръти е напълно изтеглена от активната зона. За обобщения на анализите, предположенията и резултатите вижте глава 15 от ДКП [2] на централата **AP1000**. Системите за пасивна безопасност осигуряват необходимото захранване с бор (бориране) за установяване и поддържане на състояние на безопасно спиране на активната зона на реактора. За допълнителна информация вж. раздел 6.3 от ДКП [2] на централата **AP1000** и раздел 3.1 от ОКП 26 от ДКП [2] на централата **AP1000**.  СМЗБ осигурява функциите за безопасност, необходими за спиране на централата и за поддържане на централата в безопасно състояние на изключване. СМЗБ управлява компонентите за безопасност в централата, които могат да се управляват от БЩУ или от дистанционна работна станция..  САС осигурява разнообразни средства за задействане на функциите за сработване на реактора и за безопасност при авария. СМЗБ е проектирана да предотвратява повреди в общ режим; в случай на повреда в общ режим с ниска вероятност, САС осигурява диверсифицирана защита.  Когато горивните касети са в корпуса под налягане и капака на корпуса не е монтиран, стойността на keff ще се поддържа на ниво 0,95 или по-ниска, като се използват контролни пръти и разтворим бор. Освен това горивото ще се поддържа в достатъчно подкритично състояние, така че отстраняването на контролните сборки на клъстера от пръти няма да доведе до критичност. |
| 6.7 | 1 | Ефективността, скоростта на действие и запасът на средствата за спиране на реактора трябва да са такива, че да не се превишават определените проектни граници за горивото. | Вж. отговора за изискване 46. |
| 6.8 | 1 | При преценката на адекватността на средствата за спиране на реактора трябва да се вземат предвид откази, възникващи навсякъде в централата, които биха могли да доведат до неработоспособност на част от средствата за спиране (като например отказ на контролния прът да се вмъкне) или които биха могли да доведат до отказ по обща причина. | Както е описано в глава 15 на ДКП [2] на централата **AP1000**, проектът на централата **AP1000** има достатъчен резерв за спиране, дори ако се предположи, че управляващата група кластери с най-висока ефективност спрямо реактивността не успее да спусне вътре в активната зона.  Системите за защита и контрол на реактивността имат изключително висока вероятност да изпълнят необходимите си функции за безопасност в случай на очаквани експлоатационни събития. Висококачественото оборудване, диверсификацията и резервираността подкрепят тази вероятност. Загубата на захранване на системата за защита води до изключване на реактора. Ешелонираната защита е заложена в централата **AP1000** , за да се намалят предизвикателствата пред системите за защита и контрол на реактивността. Вижте ДКП [2] на **AP1000**, раздел 3.1 ОКП 29.  В системите за защита се предвижда достатъчна резервираност и независимост, така че нито един отделен отказ или извеждане от експлоатация на който и да е компонент или канал на системата да не доведе до загуба на функцията за защита. В системата са заложени функционална диверсификация и диверсификация на местоположението.  Диверсифицираната система за контрол на реактивността е с химическа добавка, която за целите на настоящото обсъждане включва баковете за подпитка на активната зона. Надеждността на тези резервоари е по-голяма от 10‑3/при заявка. Надеждността на САС се приема консервативно за 10-2 / при заявка (авто). |
| 6.9 | 1 | Средствата за спиране на реактора се състоят от най-малко две диверсифицирани и независими системи. | Вж. отговора за изискване 46. |
| 6.10 | 1 | Поне една от двете (диверсифицирани) различни системи за спиране трябва да е в състояние сама да поддържа реактора в подкритично състояние с достатъчен запас и с висока надеждност, дори и при състояния на активната зона на реактора с най висока реактивност. | Централата е снабдена със средства за постигане и поддържане на подкритично състояние на активната зона при всякакви очаквани условия и с подходящ резерв за непредвидени ситуации. Комбинираното използване на контролни пръти и на системата за химически контрол позволява поддържането на необходимия резерв за изключване по време на продължителнен разпад на ксенона и охлаждането на централата. При това определяне се приема, че единичният комплект контролни пръти с най-висока ефективност спрямо реактивността е застопорен в напълно изтеглено положение. Вижте ДКП [2] на **AP1000**, раздел 3.1 ОКП 27. |
| 6.11 | 1 | Средствата за спиране трябва да са подходящи, за да се предотврати всяко предвидимо повишаване на реактивността, водещо до непреднамерена критичност по време на спирането или по време на операции по зареждане с гориво или други рутинни или нерутинни операции в спряно състояние. | В раздел 15.4 на ДКП [2] на централата **AP1000** се обсъждат мерки за предотвратяване на непреднамерено внасяне на реактивност по време на спиране. |
| 6.12 | 1 | Трябва да се предвиди апаратура и да се определят изпитвания (тестове), за да се гарантира, че средствата за изключване са винаги в състоянието, предвидено за дадено състояние на централата. | Възможността за спиране и запасът при спиране се контролират от техническите спецификации (инструкции) по време на експлоатацията на централата, както е разгледано в раздел 16.1 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 47: Проектиране на системи на контура на топлоносителя (ситеми за охлаждане на реактора)**  **Компонентите на системите на контура на топлоносителя за ядрената електроцентрала се проектират и конструират така, че да се сведе до минимум рискът от неизправности, дължащи се на недостатъчно качество на материалите, неадекватни стандарти за проектиране, недостатъчна възможност за проверка или неадекватно качество на производството.** | Компонентите на границата (контура) налягането на (охлаждащата течност) топлоносителя в реактора на централата **AP1000** са проектирани, изработени и проверени съгласно най-високите стандарти в съответствие с Кодекса за котли и съдове под налягане на ASME, раздел III. Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 5.2. |
| 6.13 | 1 | Тръбопроводите, свързани с границатапод налягане на системите на контура на топлоносителя на ядрената електроцентрала, се оборудват с подходящи изолиращи устройства, за да се ограничи всяка загуба на радиоактивен флуид (охлаждаща течност от първи контур (топлоносител)) и да се предотврати загубата на охлаждаща течност през свързващите системи. | Централата **AP1000** включва взаимовръзки между системите за високо и ниско налягане. Всеки от тези системни интерфейси съдържа подходящи средства за изолация. Вентилите на границата между системите с високо и ниско налягане имат резервиране, за да не се допусне системите с ниско налягане да бъдат подложени на налягане, което надвишава проектните им граници.  WCAP-15993 [22] предоставя оценка на съответствието на **AP1000** с регулаторните критерии за междусистемна авария със загуба на топлоносител на NRC на САЩ.  Вижте също отговора на изискване 48. |
| 6.14 | 1 | Проектирането на конструкцията на границата на налягането на охлаждащата течност (топлоносител) в реактора трябва да бъде такова, че да е много малко вероятно да се появят дефекти и че всички евентуално появили се дефекти биха се разпространявали в режим на висока устойчивост спрямо нестабилно разрушаване и бързо разпространение на пукнатини като по този начин се позволи своевременното откриване на дефектите. | Материалите и техниките за изработване на границите (контура ) на налягането на охлаждащата течност в реактора са такива, че вероятността от грубо разкъсване или значително изтичане е малка. Проектът на RCS на централата **AP1000** включва критерии за разрушаване на тръбите (теч преди разрушаване), за да се намали или премахне необходимостта от отчитане на динамичните ефекти от разрушаването на тръбите. Конфигурацията и материалите на RCS са подбрани така, че напреженията в тръбите да отговарят на критериите за течове преди разрушаване. За допълнителна информация вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.6.3. Този подход за проектиране на теч преди разрушаване отговаря на посоченото изискване.  Събитията, свързани с границата на налягането в системата на контура на топлоносителя, също са преодолени чрез използване на подобрени материали и опростяване на конструкцията. Например намаленият брой заварки в тръбопроводите на системата на контура на топлоносителя и премахването на сплав 600 в заварките намаляват възможността за корозия и течове. Студените краища на системата на контура на топлоносителя са от огънати тръби от един детайл. |
| 6.15 | 1 | Проектирането на системите на контура на топлоносителя трябва да гарантира, че се избягват състояния на централата, при които компонентите на границата на налягането на охлаждащата течност в реактора могат да проявят трошливост. | Компонентите на границата на налягането на топлоносителя (охлаждащата течност) в реактора на централата **AP1000** са проектирани, изработени и проверени в съответствие с Кодекса за котлите и съдовете (корпусите) под налягане на ASME, раздел III. Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 5.2. Корпусът на реактора е проектиран така, че да е по-малко податлив на крехко счупване при свръхналягане при ниска температура. Изискванията към материалите и процесите на заваряване са разработени така, че да се повиши устойчивостта към трошливост (окрехкостяване). |
| 6.16 | 1 | Конструкцията на компонентите, намиращи се вътре в контура под налягане на топлоносителя (охлаждащата течност) в реактора, като например работните части на помпите и частите на клапаните, трябва да бъде такава, че да се сведе до минимум вероятността от повреда и последващи щети на други компоненти на системата за охлаждаща течност от първи контур, които са важни за безопасността, при всички експлоатационни състояния и при условията на проектна авария, като се отчитат надлежно възможните влошавания при експлоатация. | Компонентите на RCS (Реакторната охлаждаща система) и границата (контура) на налягането са проектирани така, че да поемат наляганията и температурите на системата, постигнати при очакваните режими на работа на централата, включително очакваните преходни процеси, като същевременно поддържат напреженията в рамките на приложимите граници. Компонентите в границите на реакторната охладителна система са проектирани така, че да се сведе до минимум вероятността от повреда и последващи щети на други компоненти на охладителна система от първи контур, които са важни за безопасността. Вж. глава 5 от ДКП [2] на централата **AP1000**.  Материалите и техниките за производство на границите на налягането на охлаждащата течност (топлоносителя) в реактора са такива, че вероятността от грубо скъсване или значително изтичане е малка. Проектът на RCS на централата **AP1000** включва критерии за скъсване на тръбите (теч преди скъсване), които намаляват вероятността от скъсване на тръбите, подобряват възможността за проверка на границата на налягането в RCS, като намаляват необходимостта от ограничители на тръбите против камшичен удар.  Конфигурацията и материалите на RCS са подбрани така, че напреженията в тръбите да отговарят на критериите за течове преди разрушаване. За допълнителна информация вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.6.3.  Границата на налягането на охлаждащата течност (топлоносителя) в реактора и материалите на компонентите са посочени в глава 5 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 48: Защита от превишаване на налягането на границата на налягането на охлаждащата течност на реактора**  **Трябва се да се гарантира, че работата на устройствата за понижаване на налягането ще защити границата на налягането на системите на контура на топлоносителя от свръхналягане и няма да доведе до изхвърляне на радиоактивни материали от ядрената електроцентрала директно в околната среда.** | Защитата от свръхналягане по време на производство на енергия се осигурява за RCS от предпазните клапани на компенсатора на обема. Тази защита се осигурява за следните събития, за да се обхванат онези достоверни събития, които биха могли да доведат до свръхналягане на RCS, ако не се осигури адекватна защита от свръхналягане:   * Загуба на електрически товар и/или изключване на турбината * Неконтролирано изтегляне на прът при работа на мощност * Загуба на потока на охлаждащата течност (топлоносителя) в реактора * Загуба на нормална захранваща вода * Загуба на външно захранване на спомагателните устройства на площадката извън територията ѝ   Оразмеряването на предпазните клапани на компенсатора на обема се основава на анализа за пълна загуба на потока пара към турбината, при която реакторът работи на 102% от номиналната мощност.  За тези нискотемпературни режими на работа, когато е възможна работа с водоустойчив компенсатор на обема, предпазният клапан в системата за отвеждане на остатъчната топлина осигурява защита от нискотемпературно свръхналягане за системата за охлаждане на реактора (RCS).  Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 5.2.2.  Линиите, които се свързват към RCS от други системи, са осигурени с подходяща изолация, както е показано на чертежите на ДКП [2] на централата **AP1000** (например CVS в раздел 9.3.6 и система за нормално отвеждане на остатъчното топлоотделяне в раздел 5.4.7 на ДКП [2] на централата **AP1000**). |
|  |  | **Изискване 49: Контрол на охлаждащата течност (топлоносителя) на реактора**  **Предвижда се контрол на запасите, температурата и налягането на охлаждащата течност на реактора (топлоносител), за да се гарантира, че определените проектни граници не се превишават в нито едно от експлоатационните състояния на ядрената електроцентрала, като се отчитат надлежно промените в обема и течовете.** | Промените в обема на охлаждащата течност в реактора ще бъдат съобразени с програмата за нивото на налягането при нормални промени в мощността, включително при преминаване от горещ режим на готовност към работа на пълна мощност и връщане към горещ режим на готовност. В допълнение, компенсатора на обема има достатъчен обем, за да поеме незначително изтичане на RCS.  Обикновено CVS (Системата нормално подхранване и химичен контрол) се използва за поддържане на необходимия запас от охлаждаща течност в RCS и поддържа програмираното ниво на водата в компенсатора по време на нормалната работа на централата. Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 9.3.6.  Осигурено е пасивно попълване (подхранване) на RCS, за да се поддържа запас от RCS в случай на липса на CVS. Тя може да поеме малки течове, когато нормалната система за допълване на CVS не е на разположение, и може да поеме по-големи течове, които водят до LOCA(Загуба на топлоносител (охлаждаща течност)). Безопасното подхранване на реактора с охлаждаща течност и безопасното впръскване се осигуряват от пасивната система за охлаждане на активната зона, описана в раздел 6.3 на ДКП [2] на централата **AP1000**.  Предвидени са мерки за откриване на течове през границата на охлаждащата течност (топлоносителя) на реактора за централата **AP1000**, както е разгледано в раздел 5.2.5 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 50: Пречистване на охлаждащата течност (топлоносителя) на реактора**  **В ядрената електроцентрала се осигуряват подходящи съоръжения за отстраняване от охлаждащата течност на реактора на радиоактивни вещества, включително активирани продукти на корозията и продукти на деленето, получени от горивото, както и на нерадиоактивни вещества.** | CVS поддържа чистотата на течността в RCS и нивото на активност в приемливи граници. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.3.6. |
| 6.17 | 1 | Възможностите на необходимите системи на централата се основават на определената проектна граница на допустимите течове за горивото, с консервативен резерв, за да се гарантира, че централата може да се експлоатира с ниво на активност на контура, което е възможно най-ниско, и за да се гарантира, че са изпълнени изискванията радиоактивните изхвърляния да са възможно най-ниски и под разрешените граници на изхвърлянията. | CVS(ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.3.6.1.2.1) е проектирана така, че да поддържа нивото на активност на RCS ( реакторната охлаждаща система) на ниво, по-ниско от границата на техническата спецификация за нормална експлоатация, при проектни дефекти на горивото. Техническите спецификации позволяват тези граници да бъдат надхвърлени за определен период от време. Вж. глава 16 от ДКП [2] на централата **AP1000**.  Възможностите за пречистване на CVS отчитат професионалното облъчване, за да подкрепят целите на ALARA. (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.3.6.1.2) |
|  |  | **Изискване 51: Отвеждане на остатъчната топлина от активната зона на реактора**  **Трябва да се предвидят средства за отвеждане на остатъчната топлина от активната зона на реактора в спряно състояние на ядрената електроцентрала, така че да не се превишават проектните ограничения за горивото, границата на налягането на охлаждащата течност (топлоносителя) в реактора и структурите, важни за безопасността.** | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване чрез използването на резервни и диверсифицирани набори от системи за отвеждане на остатъчното топлоотделяне от разпада. Тези системи намаляват риска, свързан със загубата на функцията за отвеждане на топлината от разпада, чрез комбинация от пасивни системи за безопасност, заедно с активните системи за дълбоко ешелонирана защита. Специфичните системи за отвеждане на топлината от разпада включват следното (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.3):   * Безопасен топлообменник за пасвино отвеждане на остатъчната топлина, който използва естествен циркулационен поток, може да работи при високото налягане в RCS (Реакторната система за охлаждане) и не изисква електрическо енергия при работа * Автоматично, пасивно захранване и източване, използващо баковете за подпитка на активната зона, акумулаторите и резервоара за съхранение на вода за презареждане на гориво в херметичната конструкция (контеймънт), за впръскване, както и клапаните на автоматичната система за понижаване на налягането за обезвъздушаване на RCS * Системата за захранване с вода при стартиране на дълбоко ешелонираната защита с помпи с моторно задвижване, захранвани с енергия извън площадката или на площадката, включително автоматичната последователност на дизеловите генератори от дълбоко ешелонираната защита * Системата за нормално отвеждане на остатъчното топлоотделяне на дълбоко ешелонираната защита с помпи с моторно задвижване, електро-захранвани с енергия извън площадката или на площадката, включително дизеловите генератори на защитата, които се използват при ниско налягане на RCS. |
|  |  | **Изискване 52: Аварийно охлаждане на активната зона на реактора**  **Осигуряват се средства за охлаждане на активната зона на реактора, за да се възстанови и поддържа охлаждането на горивото в условията на авария в ядрената електроцентрала, дори ако не се запази целостта на границата на налягането на системата на топлоносителя от първи контур.** | Проектът на централата **AP1000** предвижда пасивно впръскване под високо налягане в RCS. Резервоарите за нодхранване на активната зона на централата **(централа AP1000** ВОР [4] глава 9, централа **AP1000** ДКП [2] раздел 6.3) осигуряват тази възможност. Акумулаторите осигуряват високия първоначален поток за инжектиране (впръскване), необходим за голяма LOCA (Авария със загуба на топлоносител), и започват инжектирането (впръскване),, когато налягането в RCS спадне под статичното налягане на акумулатора.  Резервоара за съхранение на вода за презареждане на гориво в херметичната конструкция (контеймънт) и възможността за рециркулация в защитната конструкция (контеймънт) са дълговременен източник на впръскване в активната зона след разхерметизация на RCS. Автоматичната система за понижаване на налягането намалява налягането в RCS, така че резервоарът за съхранение на вода за презареждане на гориво в херметичната конструкция (контеймънт) да може да се впръсква чрез гравитационен напор и рециркулацията в защитната конструкция (контеймънт) да се осъществява чрез естествена циркулация.  Пасивната системата за охлаждане на активната зона е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.3. |
| 6.18 | 1-5 | Средствата, предвидени за охлаждане на активната зона на реактора, трябва да са такива, че да гарантират, че:  (а) няма да бъдат превишени граничните параметри (например такива като температура); за обвивката на горивния елемент или за целостта на горивото  (б) Възможните химични реакции са сведени до приемливо ниво;  (в) ефективността на средствата за охлаждане на активната зона на реактора компенсира възможните промени в горивото и във вътрешната геометрия на активната зона на реактора;  (г) Охлаждането на активната зона на реактора ще бъде осигурено за достатъчно дълго време. | Анализите на безопасността за LOCA (Авария със загуба на топлоносител) са разгледани в раздел 15.6 на ДКП [2] на централата **AP1000** и показват, че определените критерии за LOCA са изпълнени. |
| 6.19 | 1 | Трябва да се осигурят конструктивни характеристики (като системи за откриване на течове, подходящи взаимовръзки и възможности за изолиране) и подходяща резервираност и диверсификация, за да се изпълнят изискванията на параграф 6.18 с достатъчна надеждност за всяко постулирано изходно събитие. | Проектът на централата **AP1000** предвижда пасивна система за охлаждане на активната зона, която функционира независимо от източниците на захранване с променлив ток и при допускане на единични активни откази. Той има резервираност на компонентите, за да се осигури увереност, че функциите му за безопасност се изпълняват, дори и в малко вероятния случай на най-ограничаващия единичен отказ, което съвпада с постулираните проектни събития. Проектът е такъв, че да бъде достатъчно надежден, като се вземат предвид резервираността и диверсификацията, за да поддържа целите относно честотата на възможността за топене на активната зона на централата и честотата на възможността за големи изхвърляния.  Откриването на течове е разгледано в ДКП [2] на централата AP1000, глава 3, Приложение 3В.  Вижте също отговора за параграф 6.13 относно възможностите за изолиране на системите, свързани с RCS. |
|  |  | **Изискване 53: Пренос на топлина към краен радиатор**  **Възможността за предаване на топлина към краен поглътител трябва да бъде осигурена за всички състояния на централата.** | Системата за пасивно охлаждане на активната зона на централата **AP1000** пасивно предава топлината от разпада от вътрешността на защитната конструкция (контеймънт) към атмосферата, която е крайния поглътител на топлина в условията на авария (вж. раздел 6.2.2 на ДКП [2] на централата **AP1000**). Системата за пасивно охлаждане на активната зона не разчита на източници на променлив ток извън площадката или на място. Преносът на топлина се осъществява чрез конвекция и изпарение на вода от защитната конструкция (контеймънт) към атмосферата. Водата се съхранява в резервоар, разположен над защитната конструкция (контеймънт), и се източва гравитачно при започване на работа. Този воден поток се задейства, като се отвори само един от трите клапана. Тези клапани осигуряват високонадеждни ( с резервираност и диверсификация) средства за иницииране (задействане) на този воден поток. Допълнителна информация е представена в отговорите на раздел 3.1 от ДКП [2] на централата **AP1000** за ОКП 34 и ОКП 38. |
| 6.19A | 1 | Системите за пренос на топлина трябва да са достатъчно надеждни за състоянията на централата, при които трябва да изпълняват функцията за пренос на топлина. Това може да изисква използването на друг краен поглътител на топлина или друг достъп до крайния поглътител.. | Конструкцията на системата за пасивно охлаждане на активната зона е изключително надеждна и използва резервираност, диверсификация и мерки за безопасност при повреда, за чието функциониране не е необходима никаква поддържаща система. Освен това охлаждането само с въздух осигурява на оператора дълъг период за реакция по организиране на охлаждане с вода след събитие. Виж [14]. |
| 6.19B | 1 | Функцията за пренос на топлина трябва да бъде изпълнена за нива на природни опасности, които са по-тежки от разглежданите при проектирането, получени в резултат от оценката на опасностите за площадката. | Централата **AP1000** отговаря на това изискване, както е описано в [14], [16] и в приложение 12В към PCSR [19] на централата **AP1000**. |
|  |  | **ХЕРМЕТИЧНАТА ЗАЩИТНА КОНСТРУКЦИЯ (КОНТЕЙМЪНТ) И СИСТЕМА НА ХЕРМЕТИЧНАТА ЗАЩИТНА КОНСТРУКЦИЯ** |  |
|  |  | **Изискване 54: Система на херметичната защитна конструкция контеймънт на реактора**  **Системата на херметичната защитна конструкция трябва да бъде осигурена, за да гарантира или да допринесе за изпълнението на следните функции за безопасност в ядрената електроцентрала: (i) ограничаване (задържане) на радиоактивните вещества в експлоатационни състояния и в условия на авария, (ii) защита на реактора от естествени външни събития и събития, предизвикани от човека, и (iii) радиационна защита в експлоатационни състояния и в условия на авария.** | Системата на херметичната защитна конструкция (контеймънт) на **AP1000** за локализиране на аварии е описана в раздел 6.2 на ДКП [2] за централата **AP1000**. Защитната конструкция (контеймънт) се състои от стоманен защитен корпус и е заобиколена от бетонна защитна сграда. Защитната конструкция (контеймънт) е предназначена за разполагане на RCS и други системи за безопасност. Защитната конструкция функционира като важна херметична бариера. Освен това стоманената защитна конструкция изпълнява функциите на пасивно охлаждане на активната зона като част от системата за пасивно охлаждане на активната зона за предаване на топлината от защитната конструкция (контеймънт) към крайния топлообменник (атмосферата). Тя е защитена от злонамерени удари на въздухоплавателни средства, опасности от околната среда (например наводнения) и предполагаеми фрагменти от външни източници (чрез защитната сграда), както и от фрагменти, получени от повреди на вътрешното оборудване.  Контролът на водорода в защитната конструкция (контеймънт) е разгледан в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.4.  Проходките в защитната конструкция (контеймънт) са изолирани в съответствие с разпоредбите ОКП (GDC) 54, 55, 56 и 57 на NRC на САЩ, както е представено в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.1. Изолацията на защитната конструкция (контеймънт) е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.3. |
|  |  | **Изискване 55: Контрол на радиоактивните изхвърляния от защитната** конструкция (контеймънт)  **Конструкцията на защитната** конструкция (контеймънт)  **трябва да е такава, че да гарантира, че всяко изхвърляне на радиоактивни материали от ядрената електроцентрала в околната среда етолкова ниско колкото е разумно достижимо, под разрешените граници на изхвърляне в експлоатационни условия и под допустимите граници в условия на авария.** | Системата на херметичната конструкция на централата **AP1000** за локализиране на аварии е описана в раздел 6.2 на ДКП [2] за централата **AP1000**. Анализите на безопасността (ДКП [2] на централата **AP1000**, глави 15 и 19) показват, че изпусканенто на радиоактивни материали от ядрената електроцентрала в околната среда е според ALARA, под разрешените граници на изпускане в експлоатационни състояния и под допустимите граници в условия на авария. |
| 6.20 | 1 | Структурата на херметичната защитна конструкция и системите и компонентите, които влияят върху херметичността на системата на херметичната защитна конструкция, се проектират и конструират така, че скоростта на изтичане да може да се тества след монтирането на всички проходки през защитната конструкция (контеймънт) и, ако е необходимо, по време на експлоатационния период на централата, така че скоростта на изтичане да може да се тества при проектното налягане в защитната конструкция (контеймънт) | Системата за изпитване на скоростта на изтичане от защитната конструкция (контеймънт) на централата **AP1000** осигурява тази възможност, както е описано в раздел 6.2.5 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.21 | 1 | Броят на проходките през защитната конструкция трябва да бъде сведен до практическия минимум, като всички проходки трябва да отговарят на същите изисквания за проектиране като структурата на самата защитна обвивка. Проходките трябва да бъдат защитени от силите на реакцията, причинени от движението на тръбата, или от случайни натоварвания, като например тези, дължащи се на фрагменти, причинени от външни или вътрешни събития, силни струи и камшичен удар на тръби. | Броят на проходките през защитната конструкция (контеймънт) на централата **AP1000** е намален в резултат на използването на пасивни системи за безопасност и други опростявания на централата. Повечето проходки са нормално затворени и всички проходки използват дистанционно управлявани клапани за изолиране, които се затварят автоматично. Където е възможно, изолиращите клапани на защитната конструкция (контеймънт) са с въздушно задвижване, които при загуба на захранване, загуба на сигнал или загуба на въздух се привеждат в безопасно положение. За допълнителна информация вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.3.  Тръбопроводните системи, които проникват в защитната конструкция (контеймънт), имат изолационните характеристики на защитната зона. Тези характеристики служат за свеждане до минимум на изхвърлянетоо на продукти на делене след проектна авария. В раздел 6.2.4 от Стандартния план за преглед са предвидени приемливи алтернативни мерки на изричните мерки, посочени в NRC на САЩ, ОКП 55, 56 и 57. В таблица 6.2.3-1 на ДКП [2] на централата**AP1000** е изброена всяка проходка и е представено обобщение на характеристиките на изолацията на защитната конструкция (контеймънт). Диаграмите на тръбопроводите и измервателните уреди на приложимите системи показват функционалното разположение на проходките в защитната конструкция (контеймънт), изолиращите клапани, връзките за тестване и източване.  Класификацията на безопасността на проходките в защитната конструкция (контеймънт) е същата като на самата конструкция (контеймънт)  **(**клас на безопасност В, сеизмична категория 1 на централата **AP1000**). Вижте също ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.3 и отговор за параграф 6.13. |
|  |  | **Изискване 56: Изолиране на защитната** конструкция (контеймънт)  **Всеки тръбопровод, който прониква в защитната конструкция (контеймънт) на ядрена електроцентрала като част от границата на налягането на реакторния топлоносител, или който е свързан директно с атмосферата на защитната конструкция , трябва да може да се уплътнява автоматично и надеждно в случай на авария, при която херметичността на защитната конструкция (контеймънт) е от съществено значение за предотвратяване на радиоактивни изхвърляния в околната среда, които надвишават допустимите граници.** | Изолацията на защитната конструкция (контеймънт) на централата **AP1000** осигурява две бариери - една вътре в защитната конструкция (контеймънт) и друга извън нея. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.9. Осигурени са връзки за изпитване (тестване), за да се улесни изпитването на херметичност на проходките и техните изолиращи клапани.  Изолирането на защитната конструкция (контеймънт) се задейства автоматично от сигнал за задействане на предпазните устройства, като се използва логика на съвпадение на две от четири. Задействането на изолацията на защитната конструкция (контеймънт) е настроено на възможно най-ниско ниво, без да се създават предпоставки за нежелани задействания по време на нормална работа. Изолирането на защитната конструкция (контеймънт) може да се инициира и ръчно от БЩУ. Проходките в защитната конструкция (контеймънт) не се отварят автоматично отново при нулиране на сигнала за изолация. За допълнителна информация вижте подраздел 6.2.3.  САС осигурява резервни средства за задействане на проходки при риск в защитната конструкция (контеймънт). |
| 6.22 | 1 | Линиите, които проникват в защитната конструкция (контеймънт) като част от границата на наляганетона охлаждащата течност в реактора, и линиите, които са свързани директно с атмосферата на защитната конструкция (контеймънт), се оборудват с поне два подходящи изолиращи клапана или възвратни клапани, разположени последователно21, и се снабдяват с подходящи системи за откриване (детектиране) на течове. Изолиращите клапани или възвратните клапани трябва да бъдат разположени възможно най-близо до защитната конструкция (контеймънт), доколкото е възможно, като всеки клапан трябва да може да се задейства надеждно и независимо и да се тества периодично.  *Бележка под линия: 21 В повечето случаи единият изолиращ или възвратен клапан е извън защитната конструкция (контеймънт),а другият е вътре в нея. В зависимост от проекта обаче могат да бъдат приети и други варианти.* | Проектът на централата **AP1000**отговаряна тези изисквания за изолиране на защитната конструкция (контеймънт). Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.1.1 - Критерий 55 - Граница на налягането на охлаждащата течност в реактора, проникваща в защитната конструкция (контеймънт), и ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.3.  Вж. също отговора за изискване 56 и параграфи 6.13 и 6.21. |
| 6.23 | 1 | Изключения от изискванията за изолиране на защитната конструкция (контеймънт) в параграф 6.22 се допускат за специфични класове линии, като например линиите за измерване, или в случаите, когато се прилагат методите за изолиране на конструкция (контеймънт), посочени в параграф 6.22 и би намалило надеждността на системата за безопасност, която включва проходки в защитната конструкция (контеймънт). | Вж. отговора за изискване 6.22.  Изключение могат да представляват линиите за измерване (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.3.1.1, точка G). |
| 6.24 | 1 | Всеки тръбопровод, който прониква в защитната конструкция (контеймънт) и не е част от границата на наляганетона охлаждащата течност в реактора, нито е свързан директно с атмосферата на херметичната конструкция (контеймънт), трябва да има поне един подходящ изолиращ клапан за защитната конструкция (контеймънт). Изолиращите клапани на защитната конструкция (контеймънт) трябва да бъдат разположени извън нея и възможно най-близо до нея. | Всеки тръбопровод, който прониква в защитната конструкция (контеймънт), и не е част от границата на наляганетона охлаждащата течност в реактора, нито е свързан директно с атмосферата на заааащитната конструкция (конструкция) иотговаря на изискванията за затворена система, е снабден с изолиращ клапан на защитната конструкция (контеймънт) съгласно NRC на САЩ ОКП 57. Затворената система не е част от границата на наляганетона охлаждащата течност в реактора и не е свързана директно с атмосферата на защитната конструкция (контеймънт). За допълнителна информация вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.1.1.1.  Всяка линия, която прониква през защитната конструкция (контеймънт) и която се свързва с RCS или се свързва директно с атмосферата на защитната конструкция (контеймънт) и неотговаря на изискванията за затворена система (както е определено по-долу), е снабдена с изолиращи клапани на защитната конструкция (контеймънт) в съответствие с NRC на САЩ ОКП 55 и 56. |
|  |  | **Изискване 57: Достъп до защитната конструкция (контеймънт)**  **Достъпът на обслужващия персонал до херметичната защитна конструкция (контеймънт) на ядрена електроцентрала се осъществява през шлюзове, оборудвани с врати, които са с блокировки, за да се гарантира, че поне една от вратите е затворена по време на работа на реактора и в условия на авария.** | Осигурени са два въздушни шлюза за персонала; по един е разположен в близост до всеки от люковете на оборудването и е оборудван с врати, които са с блокировки, за да се гарантира, че поне една от вратите е затворена по време на работа на реактора и в условия на авария. ДКП [2] на централата **AP1000,** на фигура 3.8.2-3 е показано типичното разположение. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.8.2. |
| 6.25 | 1 | Когато се предвижда влизане на обслужващ персонал с цел наблюдение, в проекта се посочват разпоредби за осигуряване на защита и безопасност на обслужващия персонал. Когато се предвиждат въздушни шлюзове за оборудването, в проекта се посочват разпоредби за осигуряване на защита и безопасност за обслужващия персонал. | Разпоредбите за контрол на достъпа с оглед на безопасността на персонала са описани в глава 12 от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.26 | 1 | Отворите за придвижване на оборудване или материали през **защитната конструкция (контеймънт)** трябва да са проектирани така, че да се затварят бързо и надеждно в случай, че се налага изолиране на **защитната конструкция (контеймънт)**. | Затварянето на люка на оборудването на защитната конструкция (контеймънт) е стандартна проектна възможност за централата **AP1000**, както е отразено в NUREG-1431, Техническа спецификация 3.9.4 (вж. ДКП [2], глава 16) за проходки в защитнатаконструкция (контеймънт)на централата **AP1000**.  По време на движението на наскоро отработили горивни касети в защитната конструкция (контеймънт**)**, люкът на оборудването се затваря и се държи на място с [четири] болта. Необходимостта от затваряне на люка на оборудването по време на презареждане с гориво, както е разгледано в основите на ТС 3.9.4, се основава на инцидент при работа с гориво с изпусната горивна касета.  В настоящите централи също така има изискване да може да се затваря люкът на оборудването чрез [четири] болта в рамките на 4 часа от загубата на охлаждане на остатъчното топлоотделяне, докато се запълва шахтата (кухината) за за операции по зареждане с гориво.  Проектът на централата **AP1000** разполага с анализи на безопасността за радиоактивната доза, които позволяват това да бъде променено за авария при манипулиране с гориво, а загрижеността на проекта на централата **AP1000** сега е свързана със загубата на запасите от вода за охлаждане на пасивната система за безопасност по време на събитие, свързано със загубата на отвеждане на остатъчното топлоотделяне от разпада извън проходките в защитната конструкция (контеймънт**)**, след като се случи образуване на пара. |
| 6.26 (продължение) | 1 |  | Поради това еквивалентната техническа спецификация 3.6.8 на централата **AP1000** (ДКП глава 16 от ДКП [2] на централата **AP1000**) е изменена, както следва: "a. Люковете на оборудването са затворени и се държат на място с четири болта или, ако са отворени, са свободни от препятствия, така че люковете да могат да бъдат затворени преди влизането на парата в защитната конструкция" по време на Режим 5 или 6. По време на операциите по обработка на гориво техническата спецификация 3.9.5 изисква люкът на оборудването да е затворен и да се държи на място с 4 болта, а ако е отворен, тогава трябва да работи системата за филтриране на въздуха в херметичната .защитна конструкция (контеймънт)  Всеки от двата люка за оборудване е снабден с подемник с електрическо задвижване и с набор от апаратура, инструменти, оборудване и има самостоятелен източник на енергия за преместване на люка от мястото му за съхранение, ако няма електрическо захранване. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.8.2. |
|  |  | **Изискване 58: Контрол на условията в защитната конструкция (контеймънт)**  **Предвижда се контрол на налягането и температурата в защитната конструкция (контеймънт) на ядрената електроцентрала и контрол на натрупването на продукти на делене или други газообразни, течни или твърди вещества, които биха могли да се освободят в защитната конструкция (контеймънт) и които биха могли да повлияят на работата на системите, важни за безопасността.** | Охлаждащата система за рециркулация на защитната конструкция (контеймънт)(вж. раздел 9.4.6 от ДКП [2] на централата **AP1000**) контролира температурата и влажността на въздуха в сградата, за да осигури подходяща среда за работа на оборудването по време на нормална експлоатация и спиране.  Системата за филтриране на въздуха в защитната конструкция (контеймънт) (вж. раздел 9.4.7 на ДКП [2] на централата **AP1000**) изпълнява следните функции: |
|  |  | **Изискване 58: Контрол на условията в защитната конструкция (контеймънт) (продължение)** | * Осигурява периодичен поток от външен въздух за прочистване на атмосферата в защитната конструкция (контеймънт**)**  от радиоактивност по време на нормална работа на централата и непрекъснат поток по време на горещо или студено спиране на централата, за да се осигури приемливо ниво на радиоактивност във въздуха преди и по време на достъпа на персонала * Осигурява периодично вентилиране на въздух във и извън защитнатаконструкция (контеймънт), за да се поддържа налягането в нея в рамките на проектното налягане по време на нормална работа на централата * Насочва изхвърления въздух от атмосферата на защитната конструкция (контеймънт) към вентилационната система на централата за мониторинг и осигурява филтриране, за да ограничи проникването на радиоактивност във въздуха в рамките на допустимите нива в границите на площадката * Наблюдава нивата на концентрация на газове, частици и йод, изхвърляни в околната среда през вентилацията на централата   Централата **AP1000** е проектирана със система за събиране на течове в защитната конструкция (контеймънт)конструкция (контеймънт) и с подходящи дренажи и шахти с резервирани шахтни помпи, за да се предотврати натрупването на течности в защитната конструкция (контеймънт)конструкция (контеймънт) Обърнете се към глава 11 на централата **AP1000** ДКП [2].  В раздел 3.11 на ДКП [2] на централата **AP1000** е описана квалификация на оборудването по отношение на околната среда. |
| 6.27 | 1 | Конструкцията трябва да осигурява достатъчно пътища за движение между отделните отделения вътре в защитната конструкция (контеймънт). Сеченията на отворите между отделенията трябва да са с такива размери, че да гарантират, че разликите в налягането, възникващи по време на изравняване на налягането в условия на авария, няма да доведат до неприемливи повреди на носещата конструкция или на системите, които са важни за намаляване на последиците от аварийните условия. | Структурите на защитната конструкция (контеймънт)конструкция (контеймънт) са разположени така, че да насърчават смесването чрез естествена циркулация. Физическите механизми на смесването при естествената циркулация, които се случват в централата **AP1000**, са разгледани в приложение 6A към ДКП [2] на централата **AP1000**.  Съгласно ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.1.1, отделните отделения в рамките на защитната конструкция (контеймънт) са проектирани да издържат на преходните диференциални налягания при постулирано скъсване на тръба. Тези под-отделения се обезвъздушават, така че диференциалното налягане да остане в рамките на структурните ограничения. Стените на под-отделенията са подложени на натиск от диференциалното налягане, възникнало в резултат на разрушаване на високо напорна линия. Поради това за анализ на максималните диференциални налягания по стените на под-отделенията се постулира линия с висок напор, чийто размер при разрушаване е избран в съответствие с позицията, представена в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.6. |
| 6.28 | 1 | Трябва да се осигури възможност за отвеждане на топлината от защитната конструкция (контеймънт), за да се намалят налягането и температурата в нея и да се поддържат на приемливо ниски нива след всяко случайно изпускане на високоенергийни флуиди. Системите, които изпълняват функцията за отвеждане на топлината от защитната конструкция (контеймънт), трябва да са достатъчно надеждни и резервирани, за да се гарантира, че тази функция може да бъде изпълнена. | Пасивното охлаждане на защитната конструкция (контеймънт) на централата **AP1000** осигурява пасивно отвеждане на остатъчното топлоотделяне от радиоактивния разпад, което прехвърля топлина към атмосферата, която е крайният поглътител на топлина в условията на авария. Системата за пасивно охлаждане на активната зона използва стоманениякорпус на защитната конструкция за предаване на топлината от вътрешността ѝ към атмосферата и е проектирана с резервни и диверсифицирани средства за задействане, за да се увеличи надеждността и да се гарантира, че тази функция може да бъде изпълнена (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.2). |
| 6.28A | 1 | При проектирането трябва да се предвидят мерки за предотвратяване на загубата на структурната цялост на защитната конструкция (контеймънт) при всички състояния на централата. Използването на тази разпоредба не трябва да води до ранно радиоактивно изхвърляне или до голямо радиоактивно изхвърляне. | Конструкцията на системата за пасивно охлаждане на активната зона е изключително надеждна и използва резервираност, диверсификация и мерки за безопасност при повреда, за чието функциониране не е необходима никаква поддържаща система. Освен това охлаждането само с въздух осигурява на оператора дълъг период за реакция по осигуряване на охлаждане с вода след събитие. Виж [14].  Целостта на защитната конструкция (контеймънт) е осигурена и за случай на разтопяване на активната зона, което е демонстрирано във ВАБ (глава 19 от ДКП [2] на централата **AP1000**). |
| 6.28B | 1 | Проектът трябва да включва и характеристики, позволяващи безопасното използване на непостоянно оборудване22 за възстановяване на способността за отвеждане на топлината от защитната конструкция (контеймънт).  *Бележка под линия: 22 Не е задължително непостоянното оборудване да се съхранява на площадката.* | Проектът на централата **AP1000** включва безопасни връзки за свързване на оборудване, което не е постояннно, както е разгледано в [14] и в приложение 12Б към PCSR [19] на централата **AP1000**. |
| 6.29 | 1 | Предвиждат се конструктивни характеристики за контрол на продуктите от деленето, водорода, кислорода и други вещества, които могат да бъдатизлъчени в защитната конструкция (контеймънт) при необходимост:  (а) Да се намалят количествата продукти на делене, които биха могли да бъдат изхвърлени в околната среда в условията на авария;  (б) Да контролира концентрациите на водород, кислород и други вещества в атмосферата на защитната конструкция (контеймънт) в условията на авария, така че да предотвратят пожарни или детонационни натоварвания, които биха могли да нарушат целостта на защитната конструкция (контеймънт) . | По време на нормална експлоатация CVS контролира/поддържа химическия състав на водата на първи контур и концентрациите на продуктите на делене в рамките на стойностите на техническата спецификация. Това гарантира, че в случай на LOCA продуктите на делене, водородът, кислородът и другите вещества, които могат да бъдат изпуснати в защитната конструкция (контеймънт)., са в рамките на допусканията, направени в анализите за лицензиране на централата.  По време на авария контролът на продуктите на делене в централата **AP1000** се осигурява чрез естествени процеси на отстраняване в защитната конструкция (контеймънт).и чрез ограничаване на течовете в нея. Процесите на пасивно отстраняване, като отлагане и утаяване, се оценяват въз основа на физически базиран източник с мащабни повреди в активната зона. За допълнителна информация вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.5 и приложение 15В.  Проектът на херметичната зона и проходките включват характеристики, специално разработени, за да се сведе до минимум общото изтичане от херметичната конструкция (контеймънт).. За допълнителни подробности вижте подраздел 6.2.3. |
| 6.29 (продължение) | 1 |  | Контролът на водорода се осигурява, както е описано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.1, ОКП 41. Направена е оценка на генерирането на водород в защитната конструкция (контеймънт). в условията след аварията и системата за контрол на водорода в херметичната конструкция е проектирана така, че да бъдат изпълнени следните критерии:   * В съответствие с раздел 50.44 от 10 CFR 50 са предвидени средства за измерване и контрол на концентрациите на водород след LOCA. * Горимите концентрации на водород не се натрупват в зоните, в които непреднамереното изгаряне или детонация биха могли да доведат до загуба на целостта на защитната конструкция (контеймънт). или до загуба на подходящи смекчаващи характеристики. * Предвидени са вътрешни пасивни автокаталитични рекомбинатори за контрол на водорода след проектна LOCA. * Предвидени са водородни възпламенители за ограничаване на локалните и глобалните концентрации на водород до под 10 % след събитие с деградирала активна зона, при което реагира 100 % от обвивката на горивните пръти на обвивката от циркалой. |
| 6.29 (продължение) | 1 |  | * Концентрацията на равномерно разпределен водород, получен от еквивалента на 75-процентна активна реакция между метала на обвивката на горивото и водата, не надвишава 13 % от обема по време и след събитие с деградирала активна зона. (Обемът на защитната конструкция (контеймънт). на централата **AP1000** е достатъчно голям, за да осигури пасивна защита от водорода, получен при реакция на 75-процента от обвивката на горивото от циркалой като следствие от тежка авария.) Ако настъпи възпламеняване, не се предвижда разрушаване на защитната конструкция (контеймънт). като последица от събитието, ако се приеме най-добрата оценка/реалистичен подход (виж ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 19, раздел 19.41.12 Резюме) * Вентилационна система, несвързана с безопасността, която обикновено се използва по време на зареждане с гориво, е проектирана с възможност за контролирано продухване на атмосферата в защитната конструкция (контеймънт)., за да се подпомогне почистването след авария, но не се използва за контрол на водорода. |
| 6.30 | 1 | Облицовките, топлоизолациите и покритията за компонентите и конструкциите в рамките на системата на херметичната защитна конструкция (контеймънт) се избират внимателно и се определят методите за тяхното прилагане, за да се гарантира изпълнението на техните функции за безопасност и да се сведе до минимум намесата в други функции за безопасност в случай на повреждане на облицовките, топлоизолациите и покритията. | Съгласно ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.3.2.4, за подобряване на овлажняването на повърхността и образуването на воден филм за частта от корпуса на защитната конструкция (контеймънт)., която предава топлина към околната среда, е определена квалифицирана, устойчива на корозия боя или покритие. Други покрития, използвани вътре в защитната конструкция (контеймънт)., са квалифицирани за приложение, но не се изисква да бъдат безопасни, тъй като имат висока плътност и след авария ще се утаят извън рециркулационния поток.  Допълнителни съображения за проектиране на екрани, които осигуряват дългосрочни, рециркулационни и аварийни поточни трасета за охлаждане на активната зона, са описани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.3.2.2.7. |
|  |  | **СИСТЕМИ ЗА КОНТРОЛНО-ИЗМЕРВАТЕЛНИ ПРИБОРИ И АВТОМАТИКА (КИП и А)** |  |
|  |  | **Изискване 59: Осигуряване на апаратура**  **Осигурява се измервателна апаратура за: определяне на стойностите на всички основни променливи, които могат да повлияят на процеса на делене, целостта на активната зона на реактора, системите на контура на топлоносителя (системите за охлаждане на реактора) и защитната** конструкция (контеймънт). **в ядрената електроцентрала; за получаване на съществена информация за централата, необходима за нейната безопасна и надеждна експлоатация; за определяне на състоянието на централата в условия на авария; и за вземане на решения за целите на управлението на аварии.** | Системите за КИП и А на централата **AP1000** отговарят на тези изисквания, като осигуряват защита срещу небезопасна експлоатация на реактора. В глава 7 "Контролно-измервателни прибори и автоматика" на ДКП [2] на централата **AP1000** се разглежда архитектурата на системите за КИП и А на централата **AP1000**, включително СУЗ (Plant Control System (PLS)) и СМЗБ (Protection and Safety Mdnitoring System (PMS)) на централата **AP1000**, както и други системи. |
| 6.31 | 1 | Осигуряват се измервателни уреди и записващо оборудване, за да се гарантира, че е налична съществена информация за наблюдение на състоянието на основното оборудване и хода на авариите, за прогнозиране на местата на изхвърляне и количеството на радиоактивния материал, който може да бъде излъчен от предвидените в проекта места, и за анализ след аварията. | СМЗБ е съвкупност от електрическо и механично оборудване, което отчита генерираните условия централата и генерира сигнали за задействане на функциите за задействане спирането на реактора и на инженерните функции за безопасност, и което осигурява необходимото оборудване за наблюдение на функциите за безопасност на централата по време на и след определени събития, както се изисква от регулаторното Ръководство 1.97. Виж ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 7.1.2 и 7.5. |
|  |  | **Изискване 60: Системи за управление**  **В ядрената електроцентрала се осигуряват подходящи и надеждни системи за управление, които да поддържат и ограничават съответните променливи на процеса в рамките на определените работни диапазони.** | СУЗ (PLS) осигурява функциите, необходими за нормалната експлоатация на централата от студено спиране до работа на пълна мощност. СУЗ контролира компонентите на централата, които не са свързани с безопасността, и дълбоко ешелонираната защита, които се управляват от БЩУ или от работната станция за дистанционно изключване. СУЗ е описана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 7.1.3 и 7.7.1. |
|  |  | **Изискване 61: Система за защита**  **В ядрената електроцентрала се осигурява система за защита, която има способността да открива опасни условия в централата и автоматично да инициира действия за безопасност, за да задейства системите за безопасност, необходими за постигане и поддържане на безопасни условия в централата.** | Системата СМЗБ (PMS) на централата **AP1000** е разгледана в раздели 7.1.2, 7.2 и 7.3 на ДКП. Детерминистичните анализи на безопасността в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 15, показват, че тези изисквания са изпълнени. В допълнение, вижте отговора за параграф 6.32. |
| 6.32 | 1-3 | Системата за защита се проектира:  (а) Да може да се отмени опасно действие на системата за управление;  (б) с характеристики за безопасност при повреда за постигане на безопасни условия в централата в случай на повреда на системата за защита. | Вж. отговора за изискване 61.  Системата за управление отменя опасни действия на системите за управление (напр. система за управление на поглъщащите (контрални) пръти - изтегляне на пръта) - Вж. също ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 7.6 Блокиращи системи, важни за безопасността.  Системата за управление е проектирана с логика 2 от 4. Тя може да работи с един от каналите, който не е в експлоатация или е в процес на поддръжка, и все пак да поддържа логика 2 от 3, за да се избегнат фалшиви задействания.  Беше извършен анализ на режимите и ефектите от отказите на СМЗБ (PMSN) на централата **AP1000**. В процеса на изследване на възможните режими на отказ се стигна до заключението, че СМЗБ на централата **AP1000** поддържа функциите за безопасност при единични откази. Анализът на режимите и ефектите от отказите на централата **AP1000** е документиран в референция 1. Анализът на режимите и ефектите на отказите на Common Q е документиран в референция 3 и също така заключава, че системата за защита поддържа функциите за безопасност при единични откази. (Вж. ДКП [2] на централата**AP1000**, раздел 7.2.2.1). Един канал на системата за защита може да бъде байпаснат за неопределен период от време, като нормалната логика на задействане "две от четири" автоматично се връща към логика на задействане "две от три". Заобикалянето на два или повече канала не е разрешено. |
| 6.32 (продължение) | 1 |  | В случай на пълна повреда на системата за защита централата може да бъде приведена в безопасно състояние от САС. САС е диверсифицирана система от дълбоко ешелонираната защита, която осигурява алтернативни средства за иницииране на спиране на реактора и задействане на избрани инженерни функции за безопасност, както и за предоставяне на информация на оператора за централата. САС е описана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 7.7.1.11. |
| 6.33 | 1 | Проектът:  (а) предотвратява действията на оператора, които биха могли да застрашат ефективността на системата за защита в експлоатационни състояния и в условия на авария, но не противодейства на правилните действия на оператора в условия на авария;  (б) автоматизира различни действия по безопасността, за да задейства системите за безопасност така, че да не е необходимо действие на оператора в рамките на оправдан период от време от настъпването на очаквани експлоатационни събития или условия за авария;  (в) предоставя на оператора съответната информация за наблюдение на ефектите от автоматичните действия. | Вж. отговора за изискване 61 и параграф 6.32.  Проекта на СМЗБ включва следните характеристики:   1. СМЗБ (PMS) е проектирана така, че операторът да не може да застраши нейната ефективност. Например всеки канал, използван при спиране на реактора, може да бъде заобиколен, както е разгледано в раздел 7.1.2.9 на ДКП [2] на централата **AP1000**, с изключение на спирането на реактора, произтичащо от ръчно иницииране. Един канал може да бъде заобиколен за неопределен период от време, като нормалната логика на спиране "две от четири" автоматично се връща към логика на спиране "две от три". Заобикалянето на два или повече канала не е разрешено. 2. СМЗБ (PMS) и системите за пасивна безопасност са проектирани така, че да не се изискват действия от страна на оператора в продължение на 72 часа след проектно събитие. |
| 6.33 (продължение) | 1 |  | 1. Извършва се анализ, за да се определят подходящите променливи и да се установят подходящите проектни основи и квалификационни критерии за измервателните уреди, използвани от оператора за наблюдение на условията в (системата за охлаждане на реактора) RCS, системата за вторично отвеждане на топлината, защитната конструкция (контеймънт) и системите, използвани за постигане на състояние на безопасно спиране. Изборът на наблюдаваните променливи се основава на указанията, предоставени в регулаторното Ръководство 1.97. Критерият за проектиране на променливите и на уредите, избран за централата **AP1000**, е описан в раздел 7.5.2 и 7.5.3 на ДКП [2] на централата **AP1000**. (Вижте също ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 7.5 "Свързана с безопасността информация на дисплея/Safety‑Related Display Information".) |
|  |  | **Изискване 62: Надеждност и възможност за тестване (изпитване) на системи за контролно-измервателни прибори и автоматика**  **Системите за контролно-измервателни прибори и автоматика на елементите, важни за безопасността на ядрената електроцентрала, се проектират за висока функционална надеждност и възможност за периодично тестване (изпитване), съизмерими с функцията(ите) за безопасност, която(ито) трябва да се изпълнява(т).** | СМЗБ (PMS) се състои от четири резервирани подразделения, обозначени като A, B, C и D. СМЗБ изпълнява необходимите функции за получаване на сигнали за безопасност, изчисления, сравняване на зададените стойности, логика на съвпадение (2 от 4), функции за задействане на изключването на реактора/технически характеристики за безопасност и функции за управление на компонентите, за да се постигне и поддържа централата в състояние на безопасно спиране. СМЗБ съдържа функции за поддръжка и тестване (изпитване) за проверка (верификация) на правилното функциониране на системата. СМЗБ включва четири резервирани дисплея за безопасност, по един за всяко отделение, разположени на основния специализиран панел за безопасност в БЩУ. Предвидени са четири резервирани подразделения, които отговарят на критериите за единична повреда и подобряват наличността на централата.  Оборудването за КИП и А, изпълняващо функциите по задействане на изключването на реактора и на инженерните предпазни устройства, свързаните с тях сензори и комутационното устройство за изключване на реактора в по-голямата си част са четиристранно резервирани. Тази резервираност позволява използването на байпасна логика, така че да може да се реагира на извеждане от експлоатация на поделение или отделен канал, като работните части на системата за защита се върнат към логика "две от три" от логика "две от четири".  СМЗБ (PMS) е описана в глава 7 на ДКП [2] на централата **AP1000**.  Допълнителна информация може да бъде намерена в референция 5: В раздел 7 са описани функциите за толерантност към грешки, а в раздел 6 са описани функциите за поддръжка, изпитване и байпас на СМЗБ. |
| 6.34 | 1 | Техники за проектиране, като например възможност за изпитване, включително възможност за самопроверка, когато е необходимо, характеристики за безопасност при повреда, функционална диверсификация и диверсификация в конструкцията на компонентите и концепциите за експлоатация, се използват в рамките на възможното, за да се предотврати загубата на функция за безопасност. | Тези техники за проектиране се използват широко при проектирането на системите за защита на централата **AP1000** . Например единична повреда в СМЗБ (PMS) или в устройствата за задействане на спирането на реактора не предотвратява спирането на реактора, дори когато каналът за задействане на спирането на реактора е байпаснат за тестване (изпитване) или поддръжка. В допълнение към резервирането на оборудването е включена диверсификация на функции за спиране на реактора. Например изключването на реактора поради неконтролирано изтегляне на група регулиращи пръти при работа на мощност, при спиране на захранване, може да настъпи при висок неутронен поток, свръхтемпература, свръхмощност, високо налягане в компенсатора на обема или високо ниво на водата в компенсатора. Изключването на реактора при пълна загуба на потока на охлаждащата течност (топлоносителя) в реактора може да настъпи при нисък поток или отдруг параметър при ниска скорост на помпата за охлаждане на топлоносителя в реактора.  Във ВАБ се разглеждат повреди в общ режим. САС DAS на централата **AP1000** осигурява ешелонирана защита в случай на пълен отказ на системата за защита. |
| 6.35 | 1 | Системите за безопасност се проектират така, че да позволяват периодично изпитване на тяхната функционалност, когато централата е в експлоатация, включително възможност за независимо изпитване (тестване) на каналите за откриване на повреди и загуба на резервираност. Конструкцията трябва да позволява всички аспекти на изпитването на функционалността на сензора, входния сигнал, крайния изпълнителен механизъм и дисплея. | СМЗБ PMS на централата **AP1000** се основава на архитектура 2 от 4.  Един канал на системата за защита може да бъде байпаснат (заобиколен) за неопределен период от време, като нормалната логика на задействане "две от четири" автоматично се връща към логика на задействане "две от три". Заобикалянето на два или повече канала не е разрешено.  По време на тестване/поддръжка единичният канал се байпасва, като се преминава към логика на задействане "два от три" и се запазва висока степен на устойчивост срещу фалшиви сигнали.  Поддръжката и тестването на СМЗБ се състои от два вида тестове: тестове за самодиагностика и тестове за онлайн проверка. Тестовете за самодиагностика се състоят от многобройни автоматични проверки, за да се потвърди, че оборудването и софтуерът изпълняват функциите си правилно. Тестовете за проверка в режим онлайн се инициират ръчно, за да се провери дали системата за безопасност е в състояние да изпълнява предвидената функция за безопасност.  По време на експлоатацията на реактора периодично се тестват крайните изпълнителни механизми на инженерните защитни елементи, чиято работа е съвместима с продължителната експлоатация на централата. Непрекъснатостта на окабеляването се проверява за устройства, които не могат да бъдат тествани при захранване, без да се повреди или разстрои централата, а работоспособността на крайното задействано оборудване се демонстрира при спиране.  Вж. също ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 7, и референция [5]. |
| 6.36 | 1 | Когато система за безопасност или част от система за безопасност трябва да бъде изведена от експлоатация с цел тестване (изпитване), трябва да се предвидят подходящи мерки за ясна индикация (означаване) на всички байпаси на системата за защита, които са необходими за времето на изпитването или дейностите по поддръжка. | Вж. отговора за изискване 62.  Въпросът за извеждане от експлоатация на системи за безопасност или оборудване е разгледан и в техническите спецификации на централата (глава 16 от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 63: Използване на компютърно оборудване в системите за безопасност, важни за безопасността**  **Ако дадена система, която е важна за безопасността на ядрената електроцентрала, зависи от компютърно оборудване, се установяват и прилагат подходящи стандарти (норми) и практики за разработване и изпитване (тестване) на компютърен хардуер и софтуер през целия експлоатационен период на системата, и по-специално през целия цикъл на разработване на софтуера. Цялата разработка трябва да е предмет на система за управление на качеството.** | Централата **AP1000**отговаряна тези изисквания, както е описано в глава 7 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Създаден е и планиран процес на проектиране за разработване на софтуер по време на етапите на жизнения цикъл. Този процес включва задълбочен процес на верифициране (проверка) и валидиране, който се прилага към софтуера, свързан с безопасността. Одобрени методи се установяват за използването на готов за продажба хардуер и софтуер чрез процес с търговско предназначение.  Освен това проектът на централата **AP1000** включва системата САС (DAS), която осигурява разнообразни средства за задействане на пасивните функции за безопасност. |
| 6.37 | 1-7 | За компютърно базирано оборудване в системи за безопасност или системи, свързани с безопасността:  (а) Използват се висококачествен хардуер и софтуер и най-добри практики за тях в съответствие със значението на системата за безопасността.  (б) Целият процес на разработване, включително контролът, изпитването и въвеждането в експлоатация на промените в проекта, се документира систематично и подлежи на преглед.  (в) Оценката на оборудването се извършва от експерти, които са независими от проектантския екип и екипа на доставчика, за да се гарантира неговата висока надеждност.  (г) Когато функциите за безопасност са от съществено значение за постигане и поддържане на безопасни условия и необходимата висока надеждност на оборудването не може да бъде доказана с висока степен на увереност, трябва да се осигурят разнообразни средства за гарантиране на изпълнението на функциите за безопасност.  (д) Вземат се предвид общите причини за неизправности, произтичащи от софтуера.  (е) Осигурява се защита срещу случайно прекъсване или умишлена намеса в работата на системата. | Вж. отговора на изискване 63.   1. СМЗБ (PMS) е система, свързана с безопасността. Тя е проектирана и изработена в съответствие със стандартите на Института на инженерите по електротехника и електроника (IEEE), включително IEEE-323-1983 и IEEE-344-1987. 2. СМЗБ е система за безопасност. Подлежи на 10CFR21, 10CFR50, приложение B, група C на NRC на САЩ. 3. Прегледи бяха извършени от независими органи по безопасността в САЩ, Китай и Обединеното кралство. 4. В проекта на централата **AP1000** се използват пасивни системи за безопасност, които са изключително надеждни, както показват оценките на ВАБ. След като бъдат задействани, те не се нуждаят от захранване с променлив ток или поддържащи системи. Освен това задействането на системите за безопасност може да се задейства и от САС, ако СМЗБ не е на разположение. 5. Вземат се предвид общите причини за откази (вж. раздел 7.2.2.1 и 7.3.2.1 на ДКП [2] на централата **AP1000**) 6. Осигурява се защита срещу случайно прекъсване или умишлена намеса в работата на системата. |
|  |  | **Изискване 64: Разделяне на системите за защита и системите за управление**  **Взаимодействието между системите за защита и системите за управление вядрената електроцентрала се предотвратява чрез разделяне, избягване на взаимовръзки или чрез подходяща функционална независимост.** | Съгласно ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.1, съответствие с NRC на САЩ (GDC) ОКП 24, системата за защита е отделна и различна от системите за управление. В някои случаи системите за управление зависят от системата за защита по отношение на сигналите, които се получават от измерванията на системата за защита, когато е приложимо. Тези сигнали се предават на системата за управление чрез изолационни устройства, класифицирани като компоненти за защита. Адекватността на изолацията на системата се проверява чрез тестване в условия на предполагаеми правдоподобни откази. Отказът на единичен компонент или канал на системата за управление или отказът или извеждането от експлоатация на единичен компонент или канал на системата за защита, които са общи за системата за управление и защита, оставя непокътната система, коятоотговаряна изискванията на системата за защита. По време на тестването (изпитването) на защитното подразделение се разрешава извеждането му от експлоатация. |
| 6.38 | 1 | Ако сигналите се използват съвместно от системата за защита и от някоя система за управление, трябва да се осигури разделяне (например чрез подходящо разсъединяване) и системата за сигнализация да се класифицира като част от системата за защита. | Вж. отговора за изискване 64. |
|  |  | **Изискване 65: Блочен щит за управление**  **В ядрената електроцентрала се осигурява блочен щит за управление, от който централата може да се управлява безопасно във всички експлоатационни състояния, автоматично или ръчно, и от който могат да се вземат мерки за поддържане на централата в безопасно състояние или за връщането ѝ в безопасно състояние след очаквани експлоатационни събития и аварийни състояния.** | БЩУ на централата **AP1000** (вж. също ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.1.1, (GDC) ОКП 19) осигурява човеко-машинните интерфейси, необходими за безопасната и ефективна експлоатация на централата при нормални условия и за поддържането ѝ по безопасен начин в условия на авария, включителноавария със загубуба на топлоносител-LOCA (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 18.8). Представени са опростени проекти на пасивни системи за безопасност, които не зависят от действията на оператора за поддържане на охлаждането на активната зона при проектни аварии. Не се изискват и действия на оператора за безопасно спиране на централата. |
|  |  | **Изискване 65: Блочен щит за управление (продължение)** | Подсистемата за ОВиК в БЩУ-зоната за поддръжка на управлението на вентилационна система в нерадиоактивната част на ядрения остров позволява достъп и обитаване на БЩУ в условия на авария. Ако променливо-токовото захранване е недостъпно за повече от 10 минути или ако в подаващия въздухопровод на БЩУ се открие висока радиоактивност на частици или йод, което би довело до превишаване на граничните стойности на дозата на оператора според NRC на САЩ (Общи критерии за проектиране 19), системата за мониторинг на защитата и безопасността автоматично изолира БЩУ, а изискванията за обитаемост на оператора се изпълняват от Системата за аварийно обитаване на Блочния щит за Управление (САО). Системата за аварийно обитаване на БЩУ е в състояние да осигури аварийна вентилация и херметизация на БЩУ. Системата за аварийно обитаване на БЩУ осигурява и аварийни пасивни радиатори за БЩУ, помещенията за КИП и А и помещения за оборудване за постоянен ток. Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 6.4.  В случай, че операторите са принудени да изоставят БЩУ, е осигурена работна станция за дистанционно изключване с възможност за съответното дистанционно изключване. Не се предполага, евакуацията на БЩУ да се извърши едновременно с проектни събития. Работната станция за дистанционно изключване е описана в ДКП [2] на централата AP1000, раздел 7.4. |
| 6.39 | 1 | Предприемат се подходящи мерки, включително осигуряване на бариери между БЩУ в ядрената електроцентрала и външната среда, и се предоставя подходяща информация за защита на лицата, намиращи се в БЩУ, от опасности като високи нива на радиация в резултат на аварийни условия, изхвърляне на радиоактивни материали, пожар или експлозивни или токсични газове. | Между БЩУ и Центъра за техническа поддръжка има комуникационни канали. Комуникациите са разгледани и в референция 5, раздел 3.  Вижте също отговора за изискване 65. |
| 6.40 | 1 | Особено внимание се отделя на идентифицирането на онези събития, както вътрешни, така и външни за контролната зала, които биха могли да поставят под въпрос нейната непрекъсната работа, а проектът трябва да предвижда разумно осъществими мерки за минимизиране на последиците от такива събития. | По време на нормална експлоатация БЩУсе обслужва от надеждни и резервирани източници на енергия, които не са свързани с безопасността и дълбоко ешелонираната защита, както и от системи за отопление, вентилация и климатизация.   * В малко вероятния случай, когато нормалният източник на захранване или системата за ОВиК (Отопление,Вентилация и Климатизация) са недостъпни, има пасивни системи (батерии, сгъстен въздух) за поддържане на БЩУза период до 3 дни. * Източниците на енергия за безопасност и пасивното охлаждане в БЩУ са проектирани така, че да осигурят обитаема среда за обслужващия персонал, ако не е налично променливо токово захранване. Инсталираното оборудване осигурява най-малко 3 дни работа, както е посочено по-горе. След 3 дни е възможно да се продължи работата, като помещението за управление се охлажда и проветрява чрез циркулация на външен въздух. * Осигурен е механизъм, който позволява на обслужващия персонал да прехвърля управлението от БЩУ към работната станция за дистанционно изключване. * Системата предотвратява подаването на фалшиви сигнали, причинени от пожар, към компонентите, след като е засегнат трансферът към работната станция за дистанционно изключване.   Също така вижте раздел 18.8 "Проектиране на интерфейса на човек-система" от ДКП [2] на централата **AP1000** и раздел 7.4.3 "Безопасно изключване извън БЩУ" от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.40A | 1 | Проектът на БЩУ трябва да осигурява достатъчен резерв срещу нива на природни опасности, които са по-тежки от тези, които са взети предвид при проектирането в следствие от оценката на опасностите на площадката. | Проектът на централата **AP1000** включва резерви срещу природните опасности, предвидени в проекта, както е разгледано в [16] и в допълнение 12В към PCSR [19] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 66: Допълнителен щит за управление**  **Оборудването за контролно-измервателни прибори и автоматика трябва да бъде на разположение, за предпочитане на едно място (допълнителен щит за управление), което е физически, електрически и функционално отделено от БЩУ в ядрената електроцентрала. Допълнителния щит за управление трябва да бъде оборудван така, че реакторът да може да бъде поставен и поддържан в състояние на спиране, да може да се отвежда остатъчната топлина и да се наблюдават основните променливи на централата, ако се загуби възможността за изпълнение на тези основни функции за безопасност на БЩУ.** | Работната станция за дистанционно изключване (спиране) на централата **AP1000** е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 7.4.3. Работната станция за дистанционно изключване е физически, електрически и функционално отделена от БЩУ. Ако е необходима временна евакуация на БЩУ поради някакво необичайно състояние на БЩУ, операторите могат да установят и поддържат безопасни условия на спиране на централата извън БЩУ чрез използване на контролни уреди и мониторинг, разположени на работната станция за дистанционно (спиране) пизключване. Безопасното спиране е стабилно състояние на централата, което може да се поддържа за продължителен период от време. В случай, че достъпът до БЩУ е ограничен, централата се поддържа в състояние на безопасно спиране, докато не бъде възстановено влизането в БЩУ. Работната станция за дистанционно изключване е проектирана така, че да позволява управление на изключването след евакуация на БЩУ, което съвпада със загуба на външно захранване и единичен активен отказ. Не се предвижда друго проектно събитие. |
| 6.41 | 1 | Изискванията на параграф 6.39 за предприемане на подходящи мерки и предоставяне на адекватна информация за защита на лицата, намиращи се в помещението, от опасности, се прилагат за допълнителния щит за управление в ядрената електроцентрала. | Работната станция за дистанционно изключване е проектирана така, че да позволява управление на изключването след евакуация на БЩУ, което съвпада със загуба на външно захранване и единичен активен отказ. Не е постулирано друго проектно събитие (т.е. не е постулирано използването на работната станция за дистанционно изключване след LOCA или след тежка авария). При всички случаи комуникацията е възможна чрез Центъра за техническа поддръжка. |
|  |  | **Изискване 67: Авариен контролен център**  **Ядрената електроцентрала включва необходимите съоръжения за реагиране при извънредни ситуации на площадката. Тяхната конструкция трябва да бъде такава, че персоналът да може да изпълнява очакваните задачи за управление на аварийни ситуации при условия, породени от аварии и опасности.** | В раздел 13.3 на ДКП [2] на централата **AP1000** се обсъжда аварийното планиране, а в раздел 1.2.5 се посочва местоположението на центъра за техническа поддръжка, центъра за оперативна поддръжка и съоръженията за дезактивация. В раздел 9.4 на ДКП [2] на централата **AP1000** е представено описание на ОВиК системите за зоната на БЩУ поддръжка на управлението и допълнителната сграда. В раздел 18.8 от ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени изискванията за високо ниво на центъра за техническа поддръжка и центъра за поддръжка на експлоатацията. В раздел 7.5 на ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени възможностите на централата, които се предоставят за връзка със зоните за аварийно планиране. Комуникационните интерфейси между БЩУ, центъра за техническа поддръжка и центровете за аварийно планиране са разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 13.3.1. |
| 6.42 | 1 | Информация за важни параметри на централата и радиологични условия в ядрената електроцентрала и в непосредствена близост до нея се предоставя в съответните съоръжения за аварийно реагиране23. Всяко съоръжение трябва да бъде снабдено със средства за комуникация, според случая, с БЩУ, допълнителн контролна зала и други важни места в централата, както и с организациите за аварийно реагиране на площадката и извън нея.  *Бележка под линия: 23 Съоръженията за аварийно реагиране са разгледани в серия стандарти за безопасност на МААЕ № GSR, част 7, Готовност и реагиране при ядрена или радиологична авария [11]. За атомните електроцентрали съоръженията за аварийно реагиране (които са отделени от БЩУ и допълнителната контролна зала) включват центъра за техническа поддръжка, центъра за оперативна поддръжка и аварийния център.* | Информация за важни параметри и радиологични условия на централата се предоставя в БЩУ и центъра за техническа поддръжка чрез комуникационната система (вж. ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.2). |
| 6.42 (продължение) | 1 |  | Комуникационната система осигурява ефективни комуникации в централата и ефективни комуникации между централата и извън нея при нормални условия, поддръжка, преходни процеси, пожар и аварии, включително загуба на външно захранване. Комуникационната система се състои от следните подсистеми:   * Безжична телефонна система * Система за телефония/пейджинг * Частна система за автоматичен обмен * Система със звуков сигнал * Аварийни комуникации извън площадката * Комуникационна система за сигурност и охрана.   Системата за комуникация позволява на всеки дежурен охранител, пазач или въоръжено лице на служба да поддържа непрекъсната връзка с лице от всяка обслужвана алармена станция и с други агенции както на място, така и извън него, както се изисква от 10 CFR 73, раздел 55 (д) и (е). Това се постига както чрез частната система за автоматичен обмен, телефонна централа, така и чрез системата за безжична комуникация. Всяка система може да осигури тези комуникационни функции.  Комуникационното оборудване, използвано с устройства за защита на дихателните пътища, ще бъде проектирано и избрано в съответствие с EPRI NP-6559.  Вижте също отговора за изискване 67. |
|  |  | **АВАРИЙНО ЕЛЕКТРОЗАХРАНВАНЕ** |  |
|  |  | **Изискване 68: Проектиране за устойчивост при загуба на захранване извън площадката**  **Проектът на ядрената електроцентрала трябва да включва аварийно електрозахранване, способно да осигури необходимата електроенергия при очаквани експлоатационни събития и проектни аварии, в случай на загуба на енергия извън площадката. Проектът трябва да включва алтернативен източник на захранване, който да осигурява необходимата мощност в условията на надпроектни аварийни състояния.** | IDS е аварийното захранване с батерии за функциите за безопасност след постулирани иницииращи събития. Системата е с достатъчен капацитет за постигане и поддържане на безопасно спиране на централата в продължение на 72 часа след пълна загуба на всички източници на променлив ток, без да се налага намаляване на товара през първите 24 часа. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 8.  Външното електрозахранване няма функция за безопасност поради пасивния проект на **AP1000**. Следователно, не е необходима резервираност с външно електрозахранване. Резервната система за електрозахранване на площадката от два аварийни дизелгенератора, осигурява захранване към избрани потребители в случай на загуба на нормално и предпочитано променливо-токово захранване. |
| 6.43 | 1 | Проектните спецификации за аварийното електрозахранване и за алтернативния източник на енергия в ядрената електроцентрала трябва да включват изискванията за способност, наличност, продължителност на необходимото електрозахранване, капацитет и непрекъснатост. | Вж. отговора за изискване 68. |
| 6.44 | 1 | Комбинираните средства за осигуряване на аварийно захранване (като водни, парни или газови турбини, дизелови двигатели или акумулатори) трябва да имат надеждност и тип, които съответстват на всички изисквания на системите за безопасност, които трябва да бъдат захранвани, и тяхната функционална способност трябва да може да се изпитва. | IDS разполага с достатъчен капацитет за постигане и поддържане на безопасно спиране на централата в продължение на 72 часа след пълна загуба на всички източници на променлив ток, без да се налага намаляване на товара през първите 24 часа. Тази система е проектирана с надеждност, съответстваща на всички изисквания на системите за безопасност, които трябва да бъдат захранвани. Вж. глава 8 от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.44A | 1 | Алтернативният източник на енергия трябва да може да осигурява необходимата енергия за запазване на целостта на реакторната охладителна система (системата на контура на топлоносителя) и за предотвратяване на значителни повреди в активната зона и отработеното гориво в случай на загуба на електроенергия извън площадката, съчетана с отказ на аварийното електрозахранване. | Както е разгледано в [14], [15], [16] и в Приложение 12В към PCSR [19] на централата AP1000, повредите в активната зона и отработеното гориво се предотвратяват дори при загуба на цялото електрозахранване (на площадката и извън нея). |
| 6.44B | 1 | Оборудването, което е необходимо за намаляване на последиците от разтопяването на активната зона на реактора, трябва да може да се захранва от всеки от наличните източници на енергия. | Основните функции за намаляване на разтопяването на активната зона могат да се захранват от всеки от наличните източници на енергия, с изключение на IDS, която е предназначена за системите за безопасност. Това обаче се счита за приемливо:   * Както е разгледано в [14], [15], [16] и в Приложение 12В към PCSR [19] на централата **AP1000**, повредите в активната зона и отработеното гориво се предотвратяват дори при загуба на цялото захранване (на площадката и извън нея). * Категорията на събитията, свързани със загуба на външно захранване, няма значителен принос за ВАБ на централата **AP1000** (глава 19 от ДКП [2] на централата **AP1000**). |
| 6.44C | 1 | Алтернативният източник на захранване трябва да е независим и физически отделен от аварийното захранване. Времето за свързване на алтернативния източник на енергия трябва да съответства на времето за изтощаване на батерията. | Както е разгледано в [14], [15], [16] и в Приложение 12В към PCSR [19] на централата **AP1000**, повредите в активната зона и отработеното гориво се предотвратяват дори при загуба на цялото захранване (на площадката и извън нея). |
| 6.44D | 1 | В случай на спиране на източниците на променлив ток трябва да се поддържа непрекъснатост на захранването за наблюдение на ключовите параметри на централата и за извършване на краткосрочни действия, необходими за безопасността. | IDS разполага с достатъчен капацитет за постигане и поддържане на безопасно спиране на централата в продължение на 72 часа след пълна загуба на всички източници на променлив ток, без да се налага намаляване на товара през първите 24 часа. |
| 6.45 | 1 | Проектната основа за всеки дизелов двигател или друг основен (първичен) двигател24 , който осигурява аварийно захранване на важни за безопасността елементи, трябва да включва:  (а) Възможността на свързаните системи за съхранение и доставка на мазут да задоволят търсенето в рамките на определения период от време;  (б) Способността на главния двигател да се стартира и да функционира успешно при всички определени условия и в необходимото време;  (в) Спомагателни системи на главния (първичен) двигател, като например охладителни системи.  *Бележка под линия: 24 Първичен двигател е компонент (например двигател, електромагнитен или пневматичен оператор), който преобразува енергията в движение, когато се командва от устройство за задействане.* | В проекта на централата **AP1000** не се използват дизелови генератори за поддържане на функциите за безопасност по време на аварии. IDS не се нуждае от помощни системи, за да изпълнява функцията си за безопасност.  Резервната система за електрозахранване на площадката от два аварийни дизелови генератора, осигурява захранване към избрани потребители в случай на загуба на нормално и предпочитано променливо-токово захранване. Вж. глава 8 от ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.45A | 1 | Проектът трябва да включва и характеристики, които да позволяват безопасното използване на непостоянно оборудване за възстановяване на необходимото електрозахранване.25  *Бележка под линия: 25 Не е задължително непостоянното оборудване да се съхранява на площадката.* | Проектът на централата **AP1000** включва сигурни връзки за не постоянно (неперманентно) оборудване. Виж [14]. |
|  |  | **ПОДДЪРЖАЩИ СИСТЕМИ И СПОМАГАТЕЛНИ СИСТЕМИ** |  |
|  |  | **Изискване 69: Работата на поддържащите системи и спомагателните системи.**  **Проектирането на поддържащите системи и спомагателните системи трябва да бъде такова, че да гарантира, че работата на тези системи е в съответствие със значението за безопасността на системата или компонента, които те обслужват в ядрената електроцентрала.** | Спомагателните системи на централата **AP1000** са описани в глава 9 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Тези системи са проектирани така, че да работят надеждно при нормална работа на централата. От тези системи не се изисква да изпълняват функции за безопасност по време на проектни аварии, освен функцията за изолиране на защитната конструкция (контеймънт) за частите с проходките в защитната конструкция (контеймънт). За описание на функцията за изолиране на защитната конструкция (контеймънт) вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.2.3, а за описание на спомагателните системи - глава 9. |
|  |  | **Изискване 70: Системи за пренос на топлина**  **Трябва да се осигурят подходящи спомагателни системи за отвеждане на топлината от системите и компонентите на ядрената електроцентрала, които трябва да функционират в експлоатационни състояния и в условия на авария.** | Спомагателните системи на централата **AP1000**, които осигуряват отвеждането на топлината от ядрения разпад по време на нормална експлоатация, включват системата за нормално отвеждане на остатъчното топлоотделяне **(**раздел 5.4.7 от ДКП [2] на централата **AP1000**), системата за охлаждане на басейна за отлежаване на горивните касети (раздел 9.1.3 от ДКП [2] на централата **AP1000**), системата за охлаждане на компонентите (раздел 9.2.2 от ДКП [2] на централата **AP1000**) и системата за техническа вода (раздел 9.2.1 от ДКП [2] на централата **AP1000**).  Отвеждането на топлината след аварията се осигурява от системите за пасивна безопасност (ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 6 и глава 9, раздел 9.1.3.4.3.). |
| 6.46 | 1 | Проектирането на системите за пренос на топлина трябва да е такова, че да гарантира възможността за изолиране на несъществени части от системите. | Проектирането на системите за пренос на топлина включва възможност за изолиране на несъществени части. |
|  |  | **Изискване 71: Системи за вземане на проби от технологични процеси и системи за вземане на проби след авария**  **Осигуряват се системи за вземане на проби от технологични процеси и системи за вземане на проби след авария за своевременно определяне на концентрацията на определени радионуклиди във флуидните технологични системи и в газови и течни проби, взети от системите или от околната среда, при всички експлоатационни състояния и при условия на авария в ядрената електроцентрала.** | Системата за вземане на проби от първи контур и системата за вземане на проби от втори контур на централата **AP1000** осигуряват тази възможност и са описани в раздели 9.3.3 и 9.3.4 на ДКП [2] на централата **AP1000**.  По-специално, системата за вземане на проби от първи контур на **AP1000** изпълнява следните функции:   * Събира течни и газообразни проби в нормален режим на работа * Осигурява локални проби по време на нормален режим на работа   PSS (Система за пробоотбор от 1-ви контур) включва оборудване за събиране на представителни проби от различни технологични течности, включително от (Реакторната охладителна система) RCS и въздух в защитната зона, по начин, който спазва принципите на ALARA както при нормални условия, така и след авария.  PSS осигурява начин за наблюдение на централата и различните състояния на системата, като използва събраните и анализирани проби.  Резултатите от анализите на пробите се използват за изпълнение на следните функции:   * Наблюдение на реактивността на активната зона * Наблюдение на целостта на горивните пръти (елементи) |
|  |  | **Изискване 71: Системи за вземане на проби от технологични процеси и системи за вземане на проби след авария (продължение)** | * Оценка на работата на йонообменника (деминерализатора) и филтъра * Посочване на химическите добавки към различните системи; * Поддържане на приемливи нива на водород в RCS * Откриване на изтичане на радиоактивни материали   PSS не включва отделна възможност за вземане на проби след авария. Съществуват обаче планове за действие при извънредни ситуации за получаване и анализиране на високорадиоактивни проби от (топлоносителя) охлаждащата течност на реактора, шахтата на защитната конструкция (контеймънт) и атмосферата в защитната конструкция (контеймънт). Тези планове включват процедурите за анализиране, по време на по-късните етапи на реагиране при авария, на (охладителната течност) топлоносителя на реактора за бор, атмосферата на защитната конструкция (контеймънт) за водород и продукти на делене и водата на резервоара на защитната конструкция (контеймънт) за pH.  Системата за вземане на проби от втори контур доставя представителни проби от течности от системите на втори контур до пакетите на анализатора на проби. Непрекъснатият онлайн мониторинг на химичния състав на втори контур открива проникването на примеси и осигурява ранна диагностика на отклоненията в химичния състав на системата в централата. Монитори за вземане на проби от втори контур изпращат контролни сигнали към системата за подаване на химикали на турбинната част, която автоматично впръсква химикали за борба с корозията в системите за кондензат и захранваща вода. |
|  |  | **Изискване 71: Системи за вземане на проби от технологични процеси и системи за вземане на проби след авария (продължение)** | И накрая, системата за радиационен контрол (СРК) (ДКП [2] на централата**AP1000**, раздел 11.5) осигурява мониторинг на отпадъчните води от централата, мониторинг на технологичните флуиди, мониторинг на въздуха и непрекъснато отчитане на радиационната среда в зоните на централата, където е необходима такава информация. Радиационните монитори, които изпълняват функции, свързани с безопасността, са квалифицирани от екологична, сеизмична страна или и от двете страни. Мониторите за радиация от клас 1Е отговарят на критериите за разделяне, описани в подраздел 8.3.2 на ДКП, и на критериите за противопожарна защита, описани в подраздел 9.5.1 на ДКП.  СРК е инсталирана постоянно и работи съвместно с редовни и специални програми за радиационно изследване, за да подпомогне изпълнението на приложимите регулаторни изисквания. СРК е разделена функционално на две подсистеми:   * Радиологичен мониторинг и вземане на проби от процеси, въздух и отпадъчни води * Мониторинг на радиацията в района |
| 6.47 | 1 | В ядрената електроцентрала се осигуряват подходящи средства за наблюдение на активността в системите с флуиди, които имат потенциал за значително замърсяване, и за събиране на технологични проби. | Вж. отговора за изискване 71. Освен това направете справка с ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.3.5 "Оборудване и подови дренажни системи", раздел 9.3.6. "Система за контрол на химикали и обеми" и глава 11 "Управление на радиоактивни отпадъци" |
|  |  | **Изискване 72: Системи за сгъстен въздух**  **В проектната основа на всяка система за сгъстен въздух, която обслужва елемент, важен за безопасността в ядрената електроцентрала, се посочват качеството, дебитът и чистотата на въздуха, който трябва да се осигури.** | Системата за сгъстен въздух на централата **AP1000** не изпълнява никаква друга функция за безопасност освен изолиране на защитната конструкция (контеймънт). Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.3.1. |
|  |  | **Изискване 73: Климатични и вентилационни системи**  **Системи за климатизация, отопление, охлаждане на въздуха и вентилация се осигуряват по целесъобразност в спомагателните помещения или други зони в ядрената електроцентрала, за да се поддържат необходимите условия на околната среда за системите и компонентите, важни за безопасността, във всички състояния на централата.** | Климатичните, отоплителните, охладителните и вентилационните системи на централата **AP1000** са описани в раздел 9.4 на ДКП [2] на централата **AP1000**. От тези системи не се изисква да изпълняват функции за безопасност по време на проектни аварии, освен функцията за изолиране на защитната конструкция (контеймънт) за частите с проходките в защитната конструкция (контеймънт). |
| 6.48 | 1-6 | Осигуряват се системи за вентилация на сградите в ядренаядрената електроцентрала с подходящи възможности за пречистване на въздуха:  (а) Да се предотврати недопустимо разпръскване на радиоактивни вещества във въздуха в рамките на централата;  (б) Да се намали концентрацията на радиоактивни вещества във въздуха до нива, съвместими с необходимостта от достъп на персонала до площадката;  (в) да поддържа нивата на радиоактивните вещества във въздуха на централата под разрешените граници и толкова ниски колкото е разумно допустимо;  (г) Да се проветряват помещения, съдържащи инертни или вредни газове, без да се нарушава възможността за контрол на радиоактивните изхвърляния;  (д) Да контролира газообразните радиоактивни изхвърляния в околната среда под разрешените граници на изпускане и да ги поддържа на възможно най-ниско ниво. | Системата за климатизация, отопление, охлаждане и вентилация се състои от следните системи, които обслужват различните сгради и структури на централата:   * Вентилационна система в нерадиоактивната част на ядрения остров (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.1) * Нерадиоактивна ОВиК система в прилежащите/спомагателните сгради (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.2) * Вентилационна система на радиологично контролирана зона (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.3) * Система за рециркулация на охлаждащата вода в защитната конструкция (контеймънт) (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.6) * Система за филтриране на въздуха в защитната конструкция (контеймънт) (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.7) * ОВиК система на сградата за радиационни отпадъци (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.8) * Вентилационна система на машинна зала (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.9) * Отоплителна и вентилационна система на сградата на дизеловия генератор (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.10) * Система за ОВиК в цеха за горещи машини и за дозиметрия (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.4.11)   Климатичните, отоплителните, охладителните и вентилационните системи на централата **AP1000** осигуряват необходимите изисквани възможности, описани в раздел 9.4 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Системата за газообразни радиоактивни отпадъци на централата **AP1000** осигурява контрол на газообразните изхвърляния, както е описано в раздел 11.3 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.49 | 1 | В зоните с по-високо замърсяване в централата се поддържа отрицателна разлика в налягането (частичен вакуум) спрямо зоните с по-ниско замърсяване и другите достъпни зони. | Тази мярка се прилага в системите на централата **AP1000**, описани в раздел 9.4 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
|  |  | **Изискване 74: Система за противопожарна защита**  **"Системите за противопожарна защита, включително системите за откриване на пожар и системите за пожарогасене, бариерите за ограничаване на пожара и системите за контрол на дима, се осигуряват в цялата ядрена електроцентрала, като се вземат предвид резултатите от анализа на пожарната опасност."** | Системата и мерките за противопожарна защита на централата **AP1000** са описани в ДКП [2] на централата **AP1000** раздел 9.5.1.  За да се постигне необходимата висока степен на пожарна безопасност и да се удовлетворят целите на противопожарната защита, централата **AP1000** е проектирана така, че:   * Да предотвратява възникването на пожар чрез контролиране, разделяне и ограничаване на количествата горими материали и източници на запалване. * Да изолира горими материали и ограничава разпространението на пожара, като разделя сградите на централата на противопожарни зони, разделени с противопожарни бариери. * Да отделя резервните компоненти за безопасно изключване и свързаните с тях електрически подразделения, за да се запази възможността за безопасно изключване на централата при пожар. * Да осигурява възможност за безопасно изключване на централата чрез външни за БЩУ контролни механизми, ако пожар наложи евакуация на блочния щит или повреди веригите на блочния щит за системите за безопасно изключване. |
|  |  | **Изискване 74: Противопожарни системи (продължение)** | * Резервните линии с оборудване, което не е свързано с безопасността, и с оборудване на дълбоко ешелонираната защита, използвано за нормалната работа на централата (но не е необходимо за безопасно изключване след пожар), са разположени в отделни противопожарни зони, така че пожар в една линия да не повреди резервната линия. * Предотвратява миграцията на дим, горещи газове или пожарогасителни средства от една зона на пожара към друга до степен, в която те биха могли да повлияят неблагоприятно на възможностите за безопасно изключване, включително на действията на оператора. * Осигурява увереност, че повреда или непреднамерено действие на системата за противопожарна защита не може да попречи на изпълнението на функциите за безопасност на централата. * Изключва възможността за загуба на структурна опора поради изкривяване или деформация на конструктивните елементи на сградата, причинени от топлината на пожара, до степен, в която такава повреда би могла да повлияе неблагоприятно на възможностите за безопасно изключване. * Осигурява подови дренажи, оразмерени така, че да отвеждат очаквания воден поток за гасене на пожар, без да наводняват оборудването свързано с безопасността. * Осигурява достъп на персонала за гасене на пожари и пътища за евакуация за жизнена безопасност до/от всяка зона на пожара. |
|  |  | **Изискване 74: Противопожарни системи (продължение)** | * Осигурява аварийно осветление и комуникации за улесняване на безопасното изключване след пожар. * Намалява до минимум облъчването на персонала и изхвърлянето на радиоактивност в околната среда или на опасни химикали в резултат на пожар.   Освен това системата за противопожарна защита е проектирана да изпълнява, наред с другото, следните функции:   * Откриване и локализиране на пожари и осигуряване на индикация на оператора за местоположението им (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.1.2.1.2, Системи за откриване на пожари и алармиране). * Осигуряване на възможност за гасене на пожари във всяка зона на централата, за да се защити персоналът на площадката, да се ограничат щетите от пожара и да се подобрят възможностите за безопасно изключване. * Подаване на вода за гасене на пожар с дебит и налягане, достатъчни да задоволят нуждите на всяка автоматична спринклерна система плюс 500 gpm за пожарните шлангове, за минимум от 2 часа. * Поддържане на 100 % от проектния капацитет на противопожарните помпи, ако се допусне повреда на най-голямата противопожарна помпа или загуба на външно захранване. * След максимално разчетно земетресение, осигуряване на вода за станциите с маркучи за ръчно гасене на пожар в зоните, съдържащи оборудване за безопасно спиране. |
| 6.50 | 1 | Системите за противопожарна защита, инсталирани в ядрената електроцентрала, трябва да могат да се справят безопасно с различни видове пожари, които се предполага, че могат да възникнат. | Анализът на противопожарната защита на централата **AP1000** в ДКП [2] на централата **AP1000** приложение 9А, демонстрира способността за справяне с пожарни събития. |
| 6.51 | 1 | "Системите за пожарогасене трябва да могат да се задействат автоматично, когато е необходимо. Системите за пожарогасене се проектират и разполагат така, че да се гарантира, че тяхното разкъсване или неправилно или непреднамерено действие няма да наруши значително възможностите на важни за безопасността елементи." | Автоматичните пожарогасителни системи са в съответствие с Браншовата техническа позиция CMEB 9.5-1 и приложимите стандарти на Националната асоциация за противопожарна защита (NFPA), като се вземат предвид уникалните аспекти на всяко приложение, включително характеристиките на сградата, материалите на строителството, условията на околната среда, съдържанието на пожарната зона и съседните структури.  Стационарните автоматични пожарогасителни системи се осигуряват въз основа на резултатите от анализа на противопожарната защита. Системите за пожарогасене се проектират и разполагат така, че да се гарантира, че тяхното разкъсване или неправилно или непреднамерено функциониране не нарушава значително възможностите на важни за безопасността елементи.  Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 9.5.1. |
| 6.52 | 1 | "Системите за откриване на пожар трябва да са проектирани така, че да предоставят на оперативния персонал незабавно информация за местоположението и разпространението на всеки възникнал пожар." | Системите за пожароизвестяване и алармиране се осигуряват, когато това се изисква от анализа на противопожарната защита, в съответствие с Браншовата техническа позиция CMEB 9.5-1 и NFPA 72. Системите за пожароизвестяване и алармиране обикновено са в съответствие с NFPA 804.  Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 9.5.1. |
| 6.53 | 1 | Системите за откриване на пожар и системите за пожарогасене, които са необходими за защита срещу възможен пожар след предполагаемо (иницииращо) изходно събитие, трябва да бъдат подходящо квалифицирани, за да издържат на въздействието на предполагаемото (иницииращо) изходно събитие. | Анализът на противопожарната защита на централата **AP1000** в ДКП [2] на централата **AP1000** приложение 9А, демонстрира способността за справяне с пожарни събития. |
| 6.54 | 1 | Където е възможно, в цялата централа, по-специално на места като защитната конструкция (контеймънт) и БЩУ, се използват негорими или огнеустойчиви и топлоустойчиви материали." | Функциите за предотвратяване и контрол на пожара са посочени в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.1.2.1.1. |
|  |  | **Изискване 75: Системи за осветление**  **Във всички експлоатационни зони на ядрената електроцентрала се осигурява подходящо осветление в работно състояние и в условия на авария.** | Системата за осветление на централата **AP1000** е описана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.3. Осветителната система на централата включва нормално, аварийно, панелно и охранително осветление. Нормалното осветление осигурява нормална осветеност в условията на експлоатация, поддръжка и изпитване на централата. Аварийното осветление осигурява осветление в зоните, където се извършват аварийни операции при загуба на нормално осветление. Осветлението на панелите в БЩУ е проектирано така, че да осигурява минималната необходима осветеност на панелите за безопасност. Системата за охранително осветление е описана в отделни документи по сигурността, посочени в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 13.6. |
|  |  | **Изискване 76: Подемно оборудване**  **За повдигане и спускане на важни за безопасността елементи в ядрената електроцентрала, както и за повдигане и спускане на други елементи, намиращи се в близост до важни за безопасността елементи, се осигурява повдигателно оборудване.** | Системите за пренасяне на тежки товари по въздуха за централата **AP1000** са описани в ДКП [2] на централата AP1000, раздел 9.1.5. Полярният кран, кранът за пренасяне на контейнери, подемникът за люка на оборудването на херметичната защитна конструкция (контеймънт) и подемникът за люка за поддръжка на херметичната защитна конструкция (контеймънт)са системи, устойчиви на единични аварии, и са класифицирани като сеизмични по Категория I. Те са проектирани да поддържат критичен товар по време на и след Максимално разчетно земетресение. Изисква се люковете за оборудване и поддръжка да бъдат в действие след Максимално разчетно земетресение. |
| 6.55 | 1 | Подемното оборудване се проектира така, че:   1. Предприемат се мерки за предотвратяване на вдигането на прекомерни товари; 2. Прилагат се консервативни мерки за проектиране, за да се избегне непреднамерено падане на товари, което може да засегне важни за безопасността елементи; 3. Разположението на централата позволява безопасно движение на подемното оборудване и на транспортираните предмети; 4. Такова оборудване може да се използва само при определени състояния на централата (чрез блокировки за безопасност на крана); 5. Такова оборудване, предназначено за използване в зони, където се намират важни за безопасността елементи, е сеизмично квалифицирано. | Вж. отговора за изискване 76.  (а) В централата са монтирани подемни устройства, за да се предотврати вдигането на прекомерни товари по време на операциите по поддръжка.  (б) Въведени са мерки и процедури за избягване на непреднамерено изпускане на товари, което може да засегне важни за безопасността елементи.  (в) Разположението на централата отчита безопасното придвижване на подемното оборудване и транспортираните предмети  (г) Стандартна инженерна практика. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.5.1.  (д) Съгласно критериите за сеизмична класификация цялото оборудване и структури, чието разрушаване след сеизмично събитие може да повлияе на КСК, важни за безопасността, трябва да бъдат сеизмично квалифицирани (като минимум SC2). |
|  |  | **ДРУГИ СИСТЕМИ ЗА ПРЕОБРАЗУВАНЕ НА ЕНЕРГИЯ** |  |
|  |  | **Изискване 77: Система за подаване на пара, система за захранване с вода и турбинни генератори**  **Проектът на системата за подаване на пара, системата за захранваща вода и турбогенераторите на ядрената електроцентрала трябва да е такъв, че да гарантира, че съответните проектни ограничения на границата на налягането на охлаждащата течност в реактора не се превишават в експлоатационни състояния или в условия на авария.** | Системите за преобразуване на парата и електроенергията в централата **AP1000** са описани в глава 10 на ДКП [2] на централата **AP1000**. На двата главни паропровода са монтирани пружинни предпазни клапани в съответствие с раздел III от Кодекса ASME. Капацитетът за освобождаване на налягането на предпазните клапани е такъв, че енергията, генерирана при настройката за сработване на реактора с висок поток, може да бъде разсеяна чрез тази система, без да се стигне до свръхналягане на границата на охлаждащата течност в реактора под налягане..  Освен това страните на обвивката на нагревателите за захранваща вода и на сепаратора/прегревателите за увлажняване са снабдени със защита срещу свръхналягане в съответствие с Кодекса за котлите и съдовете под налягане на ASME, раздел VIII, подразделение 1, или еквивалентни стандарти. |
| 6.56 | 1 | Проектът на системата за подаване на пара трябва да предвижда подходящо оценени и квалифицирани клапани за изолиране на парата, които могат да се затварят при определените условия в експлоатационни състояния и в условия на авария. | Главната система за подаване на пара е снабдена с главен изолиращ клапан за пара и свързан байпасен клапан на всеки главен паропровод от съответния парогенератор. Тези клапани изолират вторичната страна на всеки от парогенераторите, за да предотвратят неконтролируемото продухване на повече от един парогенератор. Главната парна система включва и подходящи клапани за изолиране на частите на системата, които не са свързани с безопасността. Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 10.3. |
| 6.57 | 1 | Системата за подаване на пара и системите за захранваща вода трябва да са с достатъчен капацитет и да са проектирани така, че да не позволяват очакваните експлоатационни събития да прераснат в аварии. | Тези системи са предназначени за справяне с очаквани експлоатационни събития. Например в случай на изключване на турбината парата се отвежда към кондензатора чрез байпасните клапани на турбината и, ако е необходимо, към атмосферата чрез атмосферните предпазни клапани. Пароотделянето позволява отстраняване на енергията от реакторната охладителна система RCS. Възможността за освобождаване на натоварването е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 10.3.2.3.1 и 15.2.2. |
| 6.58 | 1 | Турбинните генератори трябва да бъдат снабдени с подходяща защита, като например защита от превишаване на скоростта и защита от вибрации, и трябва да се вземат мерки за свеждане до минимум на възможното въздействие на генерирани от турбината фрагменти/отломки върху важни за безопасността елементи. | Изключванията по превишаване на скоростта на турбината на централата **AP1000** се състоят от 110% изключване в системата за аварийно изключване и 111% резервно изключване в контролера OA. Системата за защита от превишаване на скоростта ще функционира при всички необичайни условия, включително при единична повреда на който и да е компонент или подсистема. Вибрациите в лагерите на турбината се наблюдават и сигнализират (вж. раздел 10.2.2.5 на ДКП [2] на централата **AP1000**). Турбинният генератор е разположен северно от ядрения остров (мястото на ядреното оборудване)), а валът му е ориентиран в посока север-юг. При тази ориентация възможността за повреда от турбинни фрагменти е незначителна. КСК свързани с безопасността са разположени извън зоната на поразяване от фрагменти с висока скорост и ниска траектория, както е определено в регулаторно Ръководство 1.115. По този начин предполагаемите фрагменти с ниска траектория не могат да поразяват директно зоните на оборудването свързано с безопасността (виж ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.5.1.3). |
|  |  | **ТРЕТИРАНЕ НА РАДИОАКТИВНИ ОТПАДНИ ВОДИ И РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ** |  |
|  |  | **Изискване 78: Системи за третиране и контрол на отпадъци**  **Трябва да се осигурят системи за третиране на твърдите радиоактивни отпадъци и течните радиоактивни отпадъци в ядрената електроцентрала, за да се поддържат количествата и концентрациите на радиоактивните изхвърляния под разрешените граници за изхвърляне и толкова ниско, колкото е разумно достижимо.** | Централата **AP1000** е проектирана с административни програми и процедури, които да увеличат максимално включването на добрите инженерни практики и научените уроци за постигане на целите на ALARA.  Политиката ALARA се прилага при проектирането на централата **AP1000**. Проектът се преразглежда спрямо съображенията според ALARA и се актуализира и променя, когато се прилага опитът от действащите централи. Прегледите по ALARA включват проекта на централата и интегрираната планировка, като се отчитат проектите на екранирането, вентилацията и инструментите за мониторинг, свързани с контрола на трафика, сигурността, контрола на достъпа и дозиметрията.  Системите за радиационни отпадъци за централата **AP1000** са разгледани в глава 11 на ДКП [2] за централата **AP1000**. Радиационната защита е разгледана в глава 12 на ДКП [2] на централата **AP1000**.  Централата **AP1000** е снабдена със системи за третиране на течни, газообразни и твърди радиоактивни отпадъци. По-специално:  Системите за управление на течни отпадъци включват системите, които могат да се използват за обработка и погребване на течности, съдържащи радиоактивни материали. Те включват следното: |
|  |  |  | * Система за обработка на продухването на парогенератора (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 10.4.8); * Система за източване на радиоактивни отпадъци (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.3.5); * Система за течни радиоактивни отпадъци (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.2).   Газообразни отпадъци:  Системата за газообразни радиоактивни отпадъци на централата **AP1000** е проектирана да изпълнява следните основни функции:   * Събиране на газообразни отпадъци, които са радиоактивни или съдържат водород * Преработване и изхвърляне на отпадъчния газ, като се поддържат допустими граници на изпускане на радиоактивност извън площадката.   Твърди радиоактивни отпадъци  Системата за управление на твърди радиоактивни отпадъци (WSS) е предназначена да събира и натрупва отработени йонообменни смоли и филтриращи материали с дълбок слой, отработени филтърни касети, сухи активни отпадъци, смесени отпадъци, генерирани в резултат на нормалната работа на централата, включително очакваните експлоатационни събития.  Тази система не обработва големи радиоактивни отпадъци, като например компоненти от активната зона или радиоактивни технологични отпадъци от втори контур на централата. |
| 6.59 | 1 | Осигуряват се системи и съоръжения за управление и съхранение на радиоактивни отпадъци на площадката на ядрената електроцентрала за период от време, съвместим с момента на наличие на съответния вариант за погребване. | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000**, както е разгледано в глава 11 на ДКП [2] на централата **AP1000**, а системата за управление на твърдите отпадъци е представена в раздел 11.4 на ДКП [2] на централата **AP1000**.  По-специално, вижте раздел 11.4.2.3.3 "Операции по преработка на сухи отпадъци" в ДКП [2] на централата **AP1000** и раздел 11.4.2.4 "Алтернативи за преработка и погребване на отпадъци" в ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.60 | 1 | Проектът на централата включва подходящи характеристики за улесняване на движението, транспортирането и обработката на радиоактивни отпадъци. Трябва да се вземат предвид осигуряването на достъп до съоръженията и възможностите за повдигане и опаковане. | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000**, както е разгледано в глава 11 на ДКП [2] за централата **AP1000**.  По-специално, в раздел 11.4.1.3 на ДКП [2] на централата **AP1000** се посочва, че "В сградите за спомагателни дейности и за радиоактивни отпадъци са предвидени мобилни системи за обработка на радиоактивни отпадъци; за обработка и опаковане на всеки поток отпадъци, включително концентриране и втвърдяване на химическите отпадъци от системата за управление на течни отпадъци, обезводняване на отработените смоли, капсулиране на отработените филтърни касети и сортиране и уплътняване на сухи активни отпадъци." |
|  |  | **Изискване 79: Системи за пречистване и контрол на отпадни води**  **В ядрената електроцентрала се осигуряват системи за пречистване на течните и газообразните радиоактивни отпадъци, за да се поддържат количествата им под разрешените граници за изхвърляне и на възможно най-ниско ниво.** | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000**, както е разгледано в глава 11 на ДКП [2] за централата **AP1000**.  Също така вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.1, в който се обсъждат принципите на ALARA и тяхното прилагане към проекта на централата **AP1000** и отговора на изискване 78.  Освен това по време на процеса на GDA (Общия проектен анализ) в Обединеното кралство беше разработена интегрирана стратегия за управление на отпадъците, за да се гарантира, че радиоактивните материали и радиоактивните отпадъци, генерирани от централата **AP1000**, се управляват по начин, който свежда до минимум необходимостта от бъдеща обработка и който е съвместим с предвидените съоръжения за крайно погребване или крайна употреба [6]. |
| 6.61 | 1 | Течните и газообразните радиоактивни потоци се третират в централата така, че облъчването на лицата от населението, дължащо се на изхвърлянията в околната среда, да бъде възможно най-ниско. | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000** , както е разгледано в раздел 11.2 и 11.3 на ДКП [2] на централата **AP1000**.  Моля, направете справка и с ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.1, в който се обсъждат принципите на ALARA и прилагането им към централата **AP1000**, както и отговорът на изисквания 78 и 79. |
| 6.62 | 1 | Проектът на централата включва подходящи средства за поддържане на възможно най-ниски нива на изхвърляне на радиоактивни течности в околната среда и за гарантиране, че радиоактивните изхвърляния остават под разрешените граници на излъчване. | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000**, както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.2.3.  Моля, направете справка и с ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.1, в който се обсъждат принципите на ALARA и прилагането им към централата **AP1000**, както и отговорът на изисквания 78 и 79 |
| 6.63 | 1 | Оборудването за почистване на газообразните радиоактивни вещества трябва да осигурява необходимия коефициент на задържане, за да се поддържат радиоактивните изхвърляния под разрешените граници на изхвърляне. Филтърните системи трябва да бъдат проектирани така, че да може да се тества тяхната ефективност, да се следи редовно тяхната работа и функция през целия им експлоатационен период и да могат да се подменят филтърните касети, като се запазва пропускателната способност на въздуха. | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000** , както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.3.3.  Системата за газообразни радиоактивни отпадъци е проектирана да намали изхвърлянията на контролирани дейности в подкрепа на общите цели за изпускане в централата **AP1000**. Правилната работа на системата за газообразни радиоактивни отпадъци зависи от забавянето на газообразните радионуклиди чрез химическа адсорбция върху активен въглен. Тъй като радионуклидите се задържат, те се разпадат и вече не могат да бъдат изпускани в околната среда. Скоростта на изпускане и мощността на дозата на границата на площадката са оценени въз основа на количеството активен въглен в слоя за забавяне, което е най-малко 80 кубични фута (cubic feet).  Предвидени са два последователно свързани забавящи слоя с активен въглен. Заедно слоевете осигуряват 100 % от посочения капацитет на системата при проектни условия. При нормална работа един слой осигурява адекватна производителност. Това осигурява оперативна гъвкавост, за да се позволи продължаване на работата на системата за газообразни радиоактивни отпадъци в случай на оперативни смущения в системата, които изискват изолиране на един слой. |
|  |  | **СИСТЕМИ ЗА ОБРАБОТКА И СЪХРАНЕНИЕ НА ГОРИВО** |  |
|  |  | **Изискване 80: Системи за боравене и съхранение на гориво**  **В ядрената електроцентрала трябва да бъдат осигурени системи за боравене и съхранение на гориво, за да се гарантира, че целостта и свойствата на горивото се запазват по всяко време на работа с него и съхранението му.** | Системите за работа и съхранение на горивото в централата **AP1000** са описани в раздел 9.1 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Тези системигарантират, че целостта и свойствата на горивото се запазват по всяко време по време на обработката и съхранението му.  Съхранението на ново гориво е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.1.1.  Съхранението на отработено гориво е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.1.2.  В ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.1.4, се обсъжда системата за обработка на леки товари (свързана с презареждането с гориво).  Оценките на безопасността за горепосоченото са докладвани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 9.1.1.3, 9.1.2.3 и 9.1.4.3. |
| 6.64 | 1 | Проектът на централата включва подходящи характеристики за улесняване на повдигането, преместването и обработката на свежо и отработено гориво. | Системите за работа с горивото в централата **AP1000** са описани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.1.4.  Системата за обработка на леки товари (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.1.4) се състои от оборудването и структурите, необходими за операцията по зареждане с гориво. Това оборудване се състои от горивни касети, оборудване за повдигане на компоненти на активната зона и на реактора, оборудване за обработка и система за прехвърляне на гориво. Структурите, свързани с оборудването за работа с горивото, са шахтата за зареждане с гориво, каналът за прехвърляне, тръбата за прехвърляне на гориво, басейнът за отлежаване на касети, зоната за зареждане на контейнерите с горивни касети, зоната за съхранение на новото (свежото) гориво и зоната за приемане и проверка на новото гориво. |
| 6.65 | 1 | Конструкцията на централата трябва да е такава, че да предотвратява значителни повреди на важни за безопасността елементи по време на прехвърлянето на гориво или контейнери или в случай на изпускане (падане) на гориво или контейнери. | Системите за манипулиране (с гориво) в централата **AP1000** отговарят на това изискване, както е описано в раздел 9.1.4 и 9.1.5 на ДКП [2] на централата **AP1000**. |
| 6.66 | 1 | Системите за обработка и съхранение на облъчено и необлъчено гориво трябва:  (а) Да се предотвратят критичността с определен запас, чрез физически средства или чрез физически процеси, и за предпочитане чрез използване на геометрично безопасни конфигурации, дори при условия на оптимално сдържане;  (б) Да позволяват проверка на горивото;  (в) Да позволяват поддръжка, периодична проверка и изпитване на важни за безопасността компоненти;  (г) Да предотвратяват повреда на горивото;  (д) Да предотвратяват изпускането на гориво по време на транспортиране;  (е) Да позволяват идентификация на отделните горивни касети;  (ж) Да осигуряват подходящи средства за изпълнение на съответните изисквания за радиационна защита;  (з) Да гарантират, че могат да бъдат въведени подходящи оперативни процедури и система за отчитане и контрол на ядреното гориво, за да се предотврати всякаква загуба на ядрено гориво или загуба на контрол върху него. | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000**. Съхранението на свежо гориво е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.1.1. Системата за съхранение на отработено гориво и охлаждане на басейна за отлежаване на горивни касети е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.1.2. Зареждането и транспортирането на контейнер с отработено гориво (проект на съоръжение за дозиметричен контролдозиметричен контрол) е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.5.3.4. Оценката на дозата при работа с горивото е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.4.1.6.  **Нов стелаж за гориво**  Новият горивен стелаж, който е конструкция от сеизмична категория I, е проектиран да издържа на нормални и предполагаеми собствени натоварвания, динамични натоварвания, натоварвания произтичащи от топлинни ефекти, и натоварвания, причинени от земетресение при безопасно спиране.  Конструкцията на новия горивен стелаж е такава, че Keff (с всички отклонения и неизвестни фактори) да остане по-малък или равен на 0,95 при ново (свежо) гориво с максималното обогатяване на проектна база. При предполагаемото аварийно състояние с наводняване на новата шахта за съхранение на гориво с неборирана вода - Keff не надвишава 0,98.  При оценката на критичността се взема предвид присъщият на конструктивните материали ефект на поглъщане на неутрони, включително на "отровния" материал с фиксирано поглъщане на неутрони. |
| 6.66 (продължение) | 1 |  | **Басейн за отлежаване на отработени горивни касети**  Отработеното гориво се съхранява в стелажи с висока плътност, които включват вграден материал, който поглъща неутрони, за да се поддържа необходимата степен на подкритичност. Стелажите са проектирани да съхраняват гориво с максимално обогатяване на проектната база. Всеки стелаж в басейна за отлежаване на касети се състои от масив от клетки, свързани помежду си на няколко височини и с дебела основна плоча на долна кота. Тези стелажни модули са свободно стоящи, не са закрепени за пода на басейна, нито са закрепени за стената на басейна. Стелажите за съхранение на отработено гориво включват места за съхранение на 884 горивни касети и пет дефектни горивни касети. |
| 6.67 | 1 | Освен това системите за обработка и съхранение на облъчено гориво се проектират така  че :  (а) Да сепозволява адекватно отвеждане на топлината от горивото в експлоатационни състояния и в условия на авария;  (б) да се предотврати изпускането на отработено гориво по време на транспортиране;  (в) да се предотврати причиняването на неприемливи напрежения при работа с горивните елементи или горивните касети;  (г) да се предотврати потенциално вредното падане върху горивото на тежки предмети, като например касети с отработено гориво, кранове или други предмети;  (д) Да се позволи безопасното съхранение на съмнителни или повредени горивни елементи или горивни касети;  (е) да се контролират нивата на разтворимия поглътител (абсорбер), ако той се използва за контрол на критичността;  (ж) да се улесни поддръжката и бъдещото извеждане от експлоатация на съоръженията за обработка и съхранение на гориво;  (з) Да улесни дезактивацията на зоните и оборудването за обработка и съхранение на гориво, когато това е необходимо;  (i) Да поеме с достатъчни резерви цялото гориво, извадено от реактора в съответствие с предвидената стратегия за управление на активната зона, и количеството гориво в запълнената активна зона на реактора;  (й) да улесни изваждането на горивото от хранилището и подготовката му за транспортиране извън площадката. | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000**.  Системата за съхранение на отработено гориво и охлаждане на басейна за отлежаване на касети е разгледана в раздел 9.1.2 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Критериите за оразмеряване (оценка) на топлопренасянето са илюстрирани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 9.1.3.1.3. Анормалните и случайните състояния са разгледани в раздел 9.1.3.4.3.  В малко вероятния случай на изпускане на горивна касета случайната деформация на стелажа се определя и оценява в анализа на критичността, за да се докаже, че тя не води до нарушаване на критерия за критичност. Анализът разглежда само случая на паднала отработена, облъчена горивна касета в наводнен басейн и отчита разтворения във водата бор.  Зареждането и транспортирането на контейнер с отработено гориво (проект на съоръжение за дозиметричен контролдозиметричен контрол) е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.5.3.4.  Оценката на дозата при обработката на горивото е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.4.1.6. |
| 6.68 | 1-2 | За реактори, използващи система с воден басейн за съхранение на гориво, проектът трябва да е такъв, че да предотвратява разкриването на горивните касети във всички състояния на централата, които са от значение за басейна за отлежаване на касети, така че възможността за възникване на условия, които биха могли да доведат до ранно радиоактивно излъчване или голямо радиоактивно изхвърляне, да бъде "практически елиминирана "26 и да се избегнат високи радиационни полета на площадката. Проекта на централата:  (а) Трябва да осигурява необходимите възможности за охлаждане на горивото;  (б) Трябва да има характеристики, които да предотвратяват разкриването на горивните касети в случай на теч или скъсване на тръба;  (в) Трябва да осигурява възможност за възстановяване на водния запас.  Проектът трябва да включва и характеристики, позволяващи безопасното използване на непостоянно оборудване, за да се осигури достатъчен запас от вода за дългосрочно охлаждане на отработеното гориво и за осигуряване на защита срещу радиация.27  *Бележка под линия: 26 Възможността за възникване на определени условия може да се счита за "практически елиминирана", ако е физически невъзможно те да възникнат или ако тези условия могат да се считат с висока степен на увереност за изключително малко вероятни за възникване.*  *27 Не е задължително непостоянното оборудване да се съхранява на площадката.* | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000**. Системата за съхранение на отработено гориво и охлаждане на басейна за отлежаване на касети е разгледана в ДКП [2] на централата **AP1000**, глава 9.1.3.  Системата за охлаждане на басейна за отлежаване на горивни касети е проектирана така, че да отвежда топлината от радиоактивен разпад, която се генерира от съхраняваните горивни касетивъв водата в басейна за отлежаване на касети. Това става чрез изпомпване на високотемпературна вода от басейна на горивото през топлообменник, след което водата се връща обратно в басейна. Вторична функция на системата за охлаждане на басейна за отлежаване на касети е избистрянето и пречистването на водата в басейна за отлежаване на касети, канала за прехвърляне и водата за зареждане. По-долу е представен списък на основните функции на системата за охлаждане на басейна за отлежаване на касети и съответните режими на работа:   * **Охлаждане на басейна за отлежаване на касети** - Отвеждане на топлината от водата в басейна за отлежаване на касети по време на експлоатация, за да се поддържа температурата на водата в басейна в приемливи граници. * **Пречистване на басейна за отлежаване на касети** - Осигуряване на пречистване и избистряне на водата в басейна за отлежаване на касети по време на експлоатация. * **Пречистване на (кухината) шахтата за зареждане с гориво** - Осигуряване на пречистване на **(кухината) шахтата** за зареждане с гориво по време на операциите по зареждане с гориво. |
| 6.68 (продължение) | 1 |  | * **Прехвърляне на вода** - Прехвърляне на вода между резервоара за съхранение на вода в защитната конструкция (контеймънт) и **(кухината) шахтата** за зареждане по време на операциите по зареждане с гориво. * **Пречистване на резервоара за съхранение на вода за презареждане на гориво в херметичната защитна конструкция (контеймънт)** - Осигуряване на пречистване и охлаждане на резервоара за съхранение на вода за презареждане на гориво в херметичната **защитна конструкция (контеймънт)**конструкция по време на нормална експлоатация.   И накрая, басейнът за отлежаване на касети е проектиран така, че дори и след безопасно спиране при земетресение отработеното гориво да остане покрито с вода [15]. |
| 6.68A | 1 | 6.68A. Проектът трябва да включва следното:  (а) средства за наблюдение и контрол на температурата на водата при експлоатационни състояния и при аварийни условия, които са от значение за басейна за отлежаване на отработени горивни касети;  (б) средства за наблюдение и контрол на нивото на водата при експлоатационни състояния и при аварийни условия, които са от значение за басейна за отлежаване на отработени горивни касети;  (в) средства за наблюдение и контрол на активността във водата и във въздуха при експлоатационни състояния и средства за наблюдение на активността във водата и във въздуха при аварийни състояния, които са от значение за басейна за отлежаване на отработени горивни касети;  (г) Средства за наблюдение и контрол на химическия състав на водата за експлоатационни състояния. | (а) По време на нормална експлоатация и на очаквани експлоатационни събития (когато е налично променливо токово захранване и следователно, когато активната система за дълбоко ешелонирана защита трябва да е на разположение за охлаждане на басейна за отлежаване на касети) се наблюдава температурата на басейна за отлежаване на касети.  (б) За всички проектни аварии и за надпроектни аварийни състояния (докато е налично захранване - от системата за безопасност IDS или друг източник) се наблюдава нивото на басейна за отлежаване на отработени горивни касети.  (в) и (г) Периодично се вземат проби от водата в БОК (Басеин за отлежаване на касети) за определяне на химичния състав (бор, електропроводимост, pH, примеси, метали от корозионни продукти и т.н.) и активността (брутна активност, активност на корозионни продукти, активност на продукти на делене, I-131, тритий и т.н.). Могат да се вземат проби от отделните тръби на системата за охлаждане на басейна за отлежаване на отработени горивни касети. |
|  |  | **РАДИАЦИОННА ЗАЩИТА** |  |
|  |  | **Изискване 81: Проектиране за радиационна защита**  **Предвижда се да се гарантира, че дозите на работещия персонал в ядренаядрената електроцентрала ще се поддържат под границите на дозите и ще бъдат толкова ниски, колкото е разумно достижимо, както и че ще се вземат предвид съответните дозови ограничения.** | Това изискване е изпълнено за централата **AP1000**, както е разгледано в раздел 12.1 и 12.3 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Проектът се преразглеждаспрямо съображенията според ALARA и се актуализира и променя, когато се прилага опитът от действащите централи. Прегледите по ALARA включват проекта на централата и интегрираната планировка, като се отчитат проектите на екранирането от радиация, вентилацията и контролните инструменти, свързани с контрола на трафика, сигурността, контрола на достъпа и дозиметричния контрол. |
| 6.69 | 1 | Източниците на радиация в цялата централа трябва да бъдат изчерпателно идентифицирани и облъчванията и свързаните с тях радиационни рискове трябва да бъдат поддържани на възможно най-ниско ниво28, целостта на горивната обвивка трябва да бъде поддържана, а генерирането и пренасянето на продукти на корозия и активиране трябва да бъде контролирано.  *Бележка под линия: 28 Изискванията за радиационна защита и безопасност на източниците на радиация за съоръженията и дейностите са установени в част 3 на GSR [9].* | В раздел 12.2 на ДКП [2] на централата **AP1000** са описани източниците на радиация, които са в основата на проектните изчисления на екранирането от радиоктивни лъчения, и източниците на радиоактивност във въздуха, използвани за проектиране на мерките за защита на персонала и оценка на дозата за целите на ALARA.  Следните източници на радиация са изчерпателно идентифицирани за всяка система и режим на работа. Пълно обсъждане може да се намери в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.1:  ДКП [2] на централата**AP1000** Раздел 12.2.1 Съдържащи се източници  Източници за работа с пълна мощност  Източници при спиране  Източници за аварията с разтопяване на активната зона  ДКП [2] на централата **AP1000** Раздел 12.2.2 Източници на радиоактивни материали, пренасяни по въздуха  Атмосфера в херметичната защитна конструкция (контеймънт)  Атмосфера в зоната за обработка на гориво  Атмосфера в спомагателната сграда  По-специално, източниците на радиация в RCS (охладащата система на реактора- първи контур) по време на експлоатация са продуктите на делене, отделяни от горивото и активирането на охладителната течност -топлоносителя, както и продуктите на корозия, които циркулират в охладителната течност-топлоносителя на реактора. Тези източници и техните основи са описани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.1. |
| 6.69 (продължение) | 1 |  | Продуктът на активиция, азот-16 (N-16), е основният източник на активност в помпите за охлаждане на реактора, парогенераторите и тръбопроводите за охлаждане на реактора по време на работа. Таблица 12.2-3 от ДКП [2] на централата **AP1000,** представя активността на N-16 в охлаждащата течност на реактора като функция на времето за пренос в контура на охлаждащата течност- топлоносителя на реактора. Активността на N-16 за компенсатора на обема е посочена в таблица 12.2-4 от ДКП [2] на централата **AP1000**.  Останалите значими източници на радиация по време на работа на пълна мощност са продуктите от деленето и корозията, циркулиращи в охлаждащата система на реактора и извън активната зона. Активността на продуктите на делене и корозия, циркулиращи в топлоносителя на реактора, е посочена в раздел 11.1 от ДКП [2] на централата **AP1000**. Активностите на източниците на продукти от делене и корозия и специфичните активности в течната и парната фаза на компенсатора на обема са дадени в таблица 12.2-5 от ДКП [2] на централата **AP1000**.  Изотопният състав и специфичната активност на типичните отлагания извън активната зона са дадени в ДКП [2] на централата **AP1000**, таблица 12.2‑6. Обикновено на един квадратен сантиметър от относително гладка повърхност се намира един милиграм отложен замърсен материал. В районите със утаяване на шлам този показател може да бъде до 50 пъти по-висок. Областите на улавяне на шлам обикновено са места с висока турбулентност, области с висока промяна на импулса, области на гравитационно утаяване, области с висок афинитет към материала и евентуално области с тънък граничен слой. |
| 6.70 | 1 | Материалите, използвани при производството на конструкции, системи и компоненти, се избират така, че да се сведе до минимум активирането на материала, доколкото това е практически възможно. | Тези изисквания са изпълнени за централата **AP1000**. В раздел 12.3 на ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени специфичните характеристики на проекта на централата **AP1000** за поддържане на облъчването на персонала според ALARA. Те включват не само избор на материали, но и проектиране на компоненти и системи, избор на надеждни компоненти, оформление, автоматични и дистанционни управления и манипулации и като цяло минимизиране и оптимизиране на времето, необходимо за извършване на поддръжка в радиационните полета.  Спецификациите на оборудването за компоненти, изложени на въздействието на високотемпературна охлаждаща течност (топлоносител от реактора, съдържат ограничения за съдържанието на кобалт в основния метал, както е посочено в таблица 12.3-1 от ДКП [2] на централата **AP1000**. Използването на твърд облицовъчен материал с кобалт като стелит, се ограничава до приложения, при които използването му е необходимо от съображения за надеждност. Сплавите на никелова основа в RCS (Co‑58 се получава от активирането на Ni-58) се използват по същия начин само когато надеждността на компонента може да бъде компрометирана от използването на други материали. Основната употреба на сплави на никелова основа в RCS са тръбите на парогенератора от Inconel®.  Общите забрани за антимон и други метали с ниска точка на топене се съдържат в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 6.1.1. Освен това механичните критерии за проектиране на помпата за охлаждане на реактора забраняват изцяло използването на антимон в помпата за охлаждане на реактора и нейните лагери. |
| 6.71 | 1 | За целите на радиационната защита се предвиждат мерки за предотвратяване на излъчването или разпръскването на радиоактивни вещества, радиоактивни отпадъци и замърсяване в централата. | Проектът на централата **AP1000**отговаряна това изискване. В раздел 12.3 на ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени специфичните характеристики на проекта на централата **AP1000** за поддържане на облъчването на персонала според ALARA.  В глава 11 от ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени системите за управление на радиоактивни отпадъци, които са предназначени за контрол, събиране, обработка, преработка, съхранение и погребване на течни радиоактивни отпадъци, генерирани в резултат на нормалната експлоатация, включително на очаквани експлоатационни събития.  Освен това ОВОС за централата **AP1000** [6] е изготвен, за да консолидира и обобщи информацията за околната среда в ДКП [2] за централата **AP1000** и да допълни информацията за околната среда, за да отговори на екологичните изисквания на процеса на GDA в Обединеното кралство.  Накрая, Лит.[7] разглежда освобождаването и разпръскването на радиоактивни вещества, получени в резултат на експлоатацията в дългосрочен план (геоложко погребване). |
| 6.72 | 1 | Разположението на централата трябва да е такова, че да гарантира, че достъпът на обслужващия персонал до зоните с опасност от радиация и зоните с възможно замърсяване се контролира адекватно и че облъчването и замърсяването се предотвратяват или намаляват по този начин и чрез вентилационни системи. | Проектът на централата **AP1000**отговаряна това изискване. В раздел 12.3 на ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени специфичните характеристики на проекта на централата **AP1000** за поддържане на облъчването на персонала според ALARA.  Радиационното зониране и контролът на достъпа са разгледани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.3.1.2. |
| 6.72 (продължение) | 1 |  | Достъпът до зоните вътре в структурите на централата и в двора на централата се регулира и контролира чрез поставяне на знаци за радиация, контрол на персонала и използване на аларми и шлюзове **(AP1000** централа ДКП [2], раздел 12.5). По време на експлоатацията на централата достъпът до зоните с ограничен радиологичен достъп се осъществява през зоната за контрол на достъпа в допълнителната сграда.  Частите от територията на централата са категоризирани в радиационни зони в зависимост от проектните нива на радиация и очакваната заетост на персонала, като се обръща внимание на поддържането на облъчване на персонала според ALARA и в рамките на стандартите на 10 CFR 20. Помещенията, коридорите и тръбопроводите се оценяват за потенциални източници на радиация по време на нормални операции, операции по спиране, преместване на отработена смола и аварийниоперации; за изисквания за заетост при поддръжка; за общите изисквания за достъп; и за границите на облъчване на материалите, за да се определи подходящо зониране. Във всяка радиационна зона се определя диапазона на очакваното ниво на радиация в зоната.  Въз основа на действителните данни от експлоатацията на централата, влизането или излизането на експлоатационния персонал на централата в радиационни зони с ограничен достъп се контролира и наблюдава, както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.3.5, така че нивата на радиация и облъчване да са в границите, предписани в 10 CFR 20. |
| 6.73 | 1 | Централата се разделя на зони, които са свързани с очакваното им обитаване, както и с нивата на радиация и замърсяване в експлоатационни състояния (включително зареждане с гориво, поддръжка и инспекция) и с потенциалните нива на радиация и замърсяване в условия на авария. Осигурява се екраниране от радиационни лъчения, така че да се предотврати или намали излагането на радиация. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. В раздел 12.3 на ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени специфичните съображения за зониране и екраниране на централата **AP1000**.  Вижте също отговора за параграф 6.72. |
| 6.74 | 1 | Разположението на централата трябва да бъде такова, че дозите, получавани от обслужващия персонал по време на нормална експлоатация, зареждане с гориво, поддръжка и инспекция, да бъдат възможно най-ниски, като надлежно се отчита необходимостта от осигуряване на специално оборудване, което да отговаря на тези изисквания. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. В раздел 12.4 от ДКП [2] на централата **AP1000** са представени оценките на дозата за персонала на централата **AP1000**.  Вижте също отговора за параграф 6.72. |
| 6.75 | 1 | Оборудването на централата, което подлежи на честа поддръжка или ръчна работа, се разполага в зони с ниска мощност на дозата, за да се намали облъчването на работниците. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. В раздел 12.3 на ДКП [2] на централата **AP1000** са посочени специфичните характеристики на проекта на централата **AP1000** за поддържане на облъчването на персонала според ALARA.  Системите, съдържащи радиоактивност, и другите източници на радиация са идентифицирани за четири състояния на централата, определени в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.3.2.1. Осигурява се екраниране от радиоактивни лъчения, за да се отслаби пряката радиация през стените и пролуките и разсеяната радиация до стойност, по-малка от горната граница на радиационната зона за всяка зона, показана в ДКП [2] на централата **AP1000**, фигура 12.3-1. Критериите за проектиране на защитни проходки в щита са в съответствие с препоръките на Ръководство за регулиране 8.8 и са описани в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.3.1.1.2. |
| 6.75 (продължение) | 1 |  | В системите, в които технологичното оборудване е основен източник на радиация, помпите, клапаните и инструментите се отделят от технологичния компонент. Това позволява обслужването и поддръжката на тези елементи в зони с намалена радиация. Таблата за управление (контролните панели) са разположени в зони с ниска радиация.  Основните компоненти, като резервоари, деминерализатори и филтри в радиоактивните системи, са разположени в екранирани помещения, доколкото това е възможно. Лабиринтни щитове или екраниращи врати са предвидени за отделенията, в които радиацията може да се разпространи или да се разпръсне към зоните за достъп и да превиши граничните стойности на дозата за тези зони. За компонентите с потенциално висока радиация (като йонообменници, филтри и резервоари за отработена смола) се използват защитени отделения с люкове или подвижни защитни стени. Оборудването в не радиоактивни системи, което изисква смазване, се намира в зони с ниска радиация. Където е възможно, смазването на оборудването в зоните с висока радиация се извършва с помощта на тръбни удължители, за да се намали облъчването по време на поддръжка. |
| 6.75 (продължение) | 1 |  | Облъчването при рутинни проверки в централата се контролира, като точките за проверка се разполагат, когато това е възможно, в зони с ниска фонова радиация. Радиоактивните и не радиоактивните системи са разделени, доколкото е възможно, за да се ограничи облъчването от рутинна проверка на не радиоактивните системи. При радиоактивните системи се набляга на достатъчното пространство и лесното придвижване в подходящо екранирана зона за проверка. Когато е необходимо по-дълго време за рутинна проверка и не е възможно да се използва постоянно екраниране, се осигурява място за преносимо екраниране.  Материалите, използвани за екраниране от радиоактивно облъчване, обикновено включват олово, стомана, вода и бетон. Материалът, използван за по-голямата част от защитата на централата, е обикновен бетон с обемна плътност приблизително 140 lb/ft3. Когато бетонът, изливан на място, е заменен с бетонни блокове, се избира еквивалентна основа за екраниране, определена от плътността на бетонния блок. Стоманата се използва за екраниране в системата за нормално подхранване и химичен контрол на топлоносителя (CVS) и други модули, както и около фланеца на корпуса на реактора на пода на шахтата (кухината) за зареждане с гориво. Водата се използва като основен материал за защита на пространствата (зоните) над басейна за съхранение на отработено гориво и шахтата (кухината) за зареждане с гориво по време на операции по презареждане. |
| 6.76 | 1 | Осигуряват се съоръжения за дезактивация на обслужващия персонал и оборудването на централата. | В зоната за дозиметричен контрол се намира оборудването за мониторинг на замърсяването на персонала, душовете за дезактивация и оборудването за оказване на първа помощ (ДКП [2] на централата**AP1000**, раздел 12.5.2.2**)** . Спомагателната сграда към централата **AP1000** включва цех за гореща машинна обработка за обслужване на оборудването на зоната за радиологичен контрол. Цехът за гореща машинна обработка включва съоръжения за дезактивация, включително преносима система за дезактивация, която може да се използва за операции по дезактивация на целия ядрен остров (пространството където еразположено ядреното оборудване)) (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 1.2.5) . |
|  |  | **Изискване 82: Средства за радиационен мониторинг**  **В ядрената електроцентрала се осигурява оборудване, което да гарантира, че се извършва адекватен радиационен мониторинг при експлоатационни състояния и условия на проектни аварии и, доколкото е практически възможно, при условия на надпроектни аварийни състояния.** | Проектът на централата **AP1000**отговаряна това изискване. Системата за радиационен контрол (СРК, RMS) на централата **AP1000** (раздел 11.5 от ДКП [2] на централата **AP1000**) осигурява мониторинг на отпадъчните води, мониторинг на технологичните течности, мониторинг на въздуха и непрекъснато отчитане на радиационната среда в зоните на централата, където е необходима такава информация. Радиационните монитори, които изпълняват функции, свързани с безопасността, са квалифицирани от екологична, сеизмична страна или и от двете страни. |
|  |  | **Изискване 82: Средства за радиационен мониторинг (продължение)** | Мониторите за радиация от клас 1Е отговарят на критериите за разделяне, описани в раздел 8.3.2 на ДКП [2] на централата **AP1000**, и на критериите за противопожарна защита, описани в раздел 9.5.1 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Изискванията за квалификация на оборудването, включително изискванията за сеизмична квалификация и общата информация за местоположението на мониторите за радиация, са изброени в раздел 3.11 на ДКП [2] на централата **AP1000**. Сеизмичните категории за сградите, в които се намират радиационните монитори, са изброени в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 3.2.  СРК е инсталирана постоянно и работи съвместно с регулярни и специални програми за радиационно изследване, за да подпомогне изпълнението на приложимите регулаторни изисквания. СРК е проектирана в съответствие с ANSI N13.1-1969. Мониторите на процеса са проектирани в съответствие с ANSI-N42.18-1980.  СРК е разделена функционално на две подсистеми:   * Радиологичен мониторинг и вземане на проби от процеси, въздух и отпадъчни води * Мониторинг на радиацията в района |
|  |  | **Изискване 82: Средства за радиационен мониторинг (продължение)** | **Проектни основи на безопасността**  Въпреки че СРК е предимно система за наблюдение, някои детекторни канали изпълняват функции за безопасност. Компонентите, използвани в тези канали, отговарят на изискванията за квалификация на оборудването за безопасност, както е описано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 7.1.4.  Осигурено е резервиране на каналите и оборудването за монитори за безопасност, за да се поддържа функцията за безопасност в случай на единичен отказ.  Целите на конструкцията на СРК по време на постулирани аварии са:   * Иницииране на изолиране на въздушната филтрация на защитната конструкция (контеймънт) в случай на необичайно висока радиация в защитната зона (High-1) * Иницииране на изолация на смукателния тръбопровод на системата за нормално отвеждане на остатъчното топлоотделяне в случай на необичайно висока радиация в защитната конструкция (контеймънт) (High-2) * Иницииране на допълнителна филтрация на БЩУ в случай на необичайно висока газообразна радиоактивност в подавания въздух на БЩУ * Иницииране на изолация на вентилацията на БЩУ и да задейства системата за аварийно обитаване на БЩУ в случай на необичайно висока радиоактивност на частиците или йода в подавания въздух на БЩУ |
|  |  | **Изискване 82: Средства за радиационен мониторинг (продължение)** | * Осигуряване на дългосрочно наблюдение след авария (с помощта на монитори свързани с безопасността и не свързани с безопасността)   Обхватът на СРК за мониторинг след авария е определен в ОКП 64 на NRC на САЩ и в разпоредбите на регулаторно ръководство 1.97.  **Проектни основи при експлоатация на мощност**  Системата за радиационен контрол СРК е проектирана така, че да поддържа изискванията на 10 CFR 20 и да осигурява:   * Оборудването да отговаря на приложимите регулаторни изисквания както за нормална работа, така и за преходни събития * Данни в помощ на персонала на дозиметричния контрол на централата за ограничаване на излъчването на радиоактивност в околната среда и ограничаване на облъчването на персонала по експлоатация и поддръжка, за да се спазят насоките на ALARA * Ранно сигнализиране за неизправност на системата или оборудването, която може да доведе до прекомерна доза радиация за персонала на централата или до повреда на централата * Събиране и съхраняване на данни за поддържане на отчитането на съответствието с приложимите изисквания и насоки на американската КЯР, като например NRC на САЩ ОКП 64 и Регулаторно ръководство 1.21. |
|  |  | **Изискване 82: Средства за радиационен мониторинг (продължение)** | * Отпадъчните газове, излизащи в околната среда от помещенията за персонала вспомагателната сграда, помещенията за електрическо и механично оборудване и помощните сгради, както и помещенията за дизелови генератори, няма да бъдат радиоактивно замърсени, тъй като не съдържат радиоактивни материали. Тези вентилационни изхвърляния на газове не се наблюдават.   Експлоатацията на СРК (PMS) след надпроектни аварийни състояния и тежка авария е разгледана във ВАБ на централата **AP1000**. |
| 6.77 | 1 | Трябва да се осигурят стационарни измервателни уреди за измерване на мощността на дозата на локално облъчване на местата в централата, които са рутинно достъпни за експлоатационния персонал и където промените в нивата на облъчване при експлоатационни състояния могат да бъдат такива, че достъпът да бъде разрешен само за определени периоди от време. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 11.5.  Вижте също отговора за изискване 82 (Проектни основи при производство на енергия). |
| 6,78 | 1 | Инсталират се стационарни измервателни уреди за измерване на мощността на дозата, които да показват общите нива на радиация на подходящи места в централата в условията на авария. Стационарните измервателни уреди за мощността на дозата трябва да предоставят достатъчно информация в контролната зала или на съответната контролна позиция, за да може оперативният персонал да предприеме коригиращи действия, ако е необходимо. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.5.  Вижте също отговора за изискване 82 (Основа на проекта за безопасност). |
| 6.79 | 1 | Осигуряват се стационарни монитори за измерване на активността на радиоактивните вещества в атмосферата в зоните, които обичайно се обитават от експлоатационния персонал и където нивата на активност на радиоактивните вещества във въздуха могат да бъдат такива, че да наложат защитни мерки. Тези системи трябва да осигуряват индикация в БЩУ или на други подходящи места, когато се открие висока концентрация на радионуклиди. Монитори се осигуряват и в зони, които са изложени на възможно замърсяване в резултат на повреда на оборудването или други необичайни обстоятелства. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.5.  Вижте също отговора за изискване 82 (Проектни основи при производство на енергия). |
| 6.80 | 1 | Осигурява се стационарно оборудване и лабораторни съоръжения за своевременно определяне на концентрациите на избрани радионуклиди във флуидните технологични системи, както и в газови и течни проби, взети от системите на централата или от околната среда, в експлоатационни състояния и в условия на авария. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.5.  Вж. също отговора за изискване 82 (Основа за проектиране на енергийната експлоатация и основа за проектиране на безопасността). |
| 6.81 | 1 | Осигурява се стационарно оборудване за мониторинг на радиоактивните отпадъци и отпадни води преди или по време на изхвърлянето им от централата в околната среда. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. Вижте ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 11.5.  Вижте също отговора за изискване 82 (Проектни основи при производство на енергия). |
| 6,82 | 1 | Осигуряват се инструменти за измерване на повърхностно замърсяване. На главните изходни точки от контролираните зони и наблюдаваните зони се осигуряват стационарни монитори (напр. портални радиационни монитори, ръчни и крачни монитори), за да се улесни наблюдението на работещия персонал и оборудване. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. Вижте ДКП [2] на централата AP1000, раздел 11.5.  Зоналните радиационни монитори се осигуряват в допълнение към разпоредбите (предпазните мерки) за радиационно изследване на персонала и зоната на програмата за дозиметричен контрол на централата **AP1000**, описана в раздел 12.5 на ДКП [2] на централата **AP1000**, и за да се спазят насоките за радиационна защита на персонала, посочени в 10 CFR 20, 10 CFR 50 и 10 CFR 70; и регулаторни ръководства 1.97, 8.2 и 8.8.  По време на операциите по зареждане с гориво в херметичната конструкция (контеймънт и в зоната за обработка на горивото функциите за мониторинг на критичността, както е посочено в 10 CFR 70.24, се изпълняват от зоналните радиационни монитори в комбинация с преносими монитори (баджове). |
| 6.82 (продължение) | 1 |  | Целите на проектирането на радиационните монитори за радиация в помещенията при нормални експлоатационни условия на централата и при очаквани експлоатационни събития са:   * Измерване на интензивността на радиацията в определени зони (помещения) на централата **AP1000** * Предупреждение за не контролирано или непреднамерено движение на радиоактивни материали в централата **AP1000** * Осигуряване на локална и дистанционна индикация на амбиентна гама радиация и локални и дистанционни аларми в ключови точки, където съществените промени в радиационния поток могат да бъдат от непосредствено значение за персонала * Съобщаване и предупреждение за възможни неизправности в оборудването и течове в определени зони на централата **AP1000** * Предоставяне на информация за радиационни изследвания * Минимизиране на времето, усилията и радиацията, получавани от обслужващия персонал по време на рутинната поддръжка и калибриране * Включване на концепции за модулен дизайн, за да се осигури лесна поддръжка |
| 6.82 (продължение) | 1 |  | Освен това преносими уреди за радиационно изследване (ДКП [2] на централата **AP1000**, раздел 12.5.2.4, вж. също отговора за параграф 6.83) се съхраняват в кабината за дозиметричен контрол при достъп и в контролните пунктове в централата. Този инструментариум позволява на персонала на централата да извършва при необходимост измервания на радиацията, замърсяването и неутроните, както и да събира проби за анализ на въздуха. В зоната(помещенията) за дозиметричен контролдозиметричен контрол са осигурени екранирани от радиоактивност помещения за лабораторни съоръжения за анализ на радиоактивността и за калибриране на измервателни уреди  Чрез постигането на горепосочените цели СРК помага на персонала дозиметричен контролдозиметричен контрол да поддържа радиационните облъчвания според ALARA. |
| 6.83 | 1 | Осигуряват се съоръжения за наблюдение на облъчването и замърсяването на работещия персонал. Въвеждат се процеси за оценка и регистриране на кумулативните (събирателните) дози, получавани от работниците с течение на времето. | Проектът на централата **AP1000** отговаря на това изискване. Вж. раздел 11.5 и 12.5 от ДКП [2] на централата **AP1000**.  В частност, в раздел 12.5 от ДКП [2] на централата **AP1000** се разглеждат съоръженията за дозиметричен контролдозиметричен, които са проектирани със следните цели:   * Осигуряване на възможност за административен контрол на дейностите на персонала на централата с цел ограничаване на облъчването на персонала според ALARA и в рамките на насоките на 10 CFR * Осигуряване на възможност за административен контрол на изхвърлянето на отпадъчни води от централата с цел поддържане на изхвърлянията според ALARA и в границите на 10 CFR 20 и техническите спецификации на централата. * Осигуряване на възможност за административен контрол на превоза на отпадъци от централата, за да се спазят приложимите изисквания за превоз и приемане на материала на мястото за съхранение или погребване.   Достъпът до радиологично контролираната зона (RCA), включваща изолираните и потенциално замърсените зони на сградите на пристройката, спомагателните сгради и сградите за радиоактивни отпадъци, обикновено се осъществява през зоната за влизане/излизане от секцията за дозиметричен контрол в сградата на пристройката. Изходът от радиологично контролираната зона е на същото място. |
| 6.83 (продължение) | 1 |  | Достъпът на персонала до и от радиационно контролираната зона (RCA) се контролира от кабинета дозиметричен контролза дозиметричен контрол на входните/изходните точки на зоната за дозиметричен контролдозиметричен контрол. На това място се извършва и вписването в системата за радиационни разрешителни и издаването на дозиметрични прибори. Кабинета по дозиметричен контрол е оборудван с компютърни терминали, бюра, шкафове за документи и рафтове, както и с други съоръжения, необходими за ефективен контрол и наблюдение на работещите с радиация в радиологично контролирана зона. Работниците се регистрират в система за проследяване на радиационното облъчване. Функциите за влизане в системата за дозиметричен контрол и за сигурност са интегрирани. В кабинета за дозиметричен контрол са осигурени съоръжения и оборудване за следните функции:   * Издаване на респиратори, ако е необходимо * Издаване на дозиметрични данни за радиация, ако е необходимо * Актуализиране на разрешителните за радиационна работа, ако е необходимо, въз основа на информацията, предоставена от медицинските специалисти в местните контролни пунктове и на работните места   Кабинета е снабден с брояч, така че персоналът на дозиметричния контрол да може лесно да следи потока от работници. Намира се в близост и се вижда от стаята за събиране на дозиметрични данни и раздаване на облекло. |
| 6.83 (продължение) | 1 |  | Когато радиационните работници напускат работните зони, те преминават през мониторите за замърсяване на персонала, вземат душ за дезактивация, ако е необходимо, и получават радиационно контролирана първа помощ, ако е необходимо. В зоната за дозиметричен контрол се намира оборудването за мониторинг на замърсяването на персонала, душовете за дезактивация и оборудването за първа помощ.  Дозиметричният контрол включва и следното:  **Спектрометрично изследване на цялото тяло (AP1000)** **инсталация ДКП [2], раздел 12.5.2.3)**  Спектрометричния брояч е разположен в зона с нисък радиационен фон в допълнителна сграда.. Оборудването за спектрометрия на човека може да открива частични телесни обременявания от радионуклиди, излъчващи гама-лъчи.  **Преносими измервателни уреди (ДКП [2] на централата AP1000, раздел 12.5.2.4)**  Преносимите уреди за изследване на радиацията се съхраняват в кабината за дозиметричен контрол и контрол на достъпа и в контролните пунктове в предприятието. Този инструментариум позволява на персонала на централата да извършва при необходимост наблюдения и изследвания на радиацията, замърсяването и неутроните, както и да събира проби за анализ на въздуха. В зоната за дозиметричен контрол са осигурени екранирани от радиационно замърсяване помещения за лабораторни съоръжения за анализ на радиоактивността и за калибриране на измервателни уреди |
| 6,84 | 1 | Предприемат се мерки за оценка на облъчването и други радиологични въздействия, ако има такива, в близост до централата чрез екологичен мониторинг на мощността на дозата или концентрацията на активността, като се обръща специално внимание на:  (а) Пътища на облъчване на хората, включително хранителната верига;  (б) радиологични въздействия, ако има такива, върху местната среда;  (в) възможното натрупване и акумулиране в околната среда на радиоактивни вещества;  (г) Възможността за наличие на неразрешени маршрути за радиоактивни изхвърляния. | Това изискване е изпълнено за централата **AP1000** , както е разгледано в ДКП [2] на централата **AP1000**, раздели 12.4.2 и 11.3.3.  В глава 11 на ДКП [2] на централата **AP1000** се разглеждат системите за радиоактивни отпадъци (течни, газообразни и твърди), както и възможните пътища за изпускане и техния контрол. В глава 12 на ДКП [2] на централата **AP1000** се разглежда радиологичното въздействие.  Освен това в ОВОС [6] за централата **AP1000**, разработен за GDA в Обединеото кралство, се разглеждат обширно въздействията на централата **AP1000** върху околната среда (оценка на дозите за за човека и на други дози) и мерките за мониторинг:  Има шест вида програми за мониторинг на околната среда, които обикновено се използват в системата на централата **AP1000**, както е описано по-долу:   1. **Радиологичен мониторинг**  * Събиране на проби от околната среда (от въздух, вода, седименти, риба и хранителни продукти, както и от преки нива на радиация) за определяне на концентрациите на радиоактивни съставки в пробите. * Мониторинг на годишния принос на общата доза към максимално облъченото лице от радиоактивни емисии и други близки радиоактивни източници. * Редовно наблюдение на работниците на площадката и на населението извън нея, за да се гарантира, че облъчването с радиоактивни вещества е в границите на допустимото. |
| 6.84 (продължение) | 1 |  | 1. **Хидроложки мониторинг**  * Периодично наблюдение и последващо отстраняване на утайките за поддръжка от входния канал на системата за охлаждаща вода, за да се сведе до минимум всяко въздействие върху работата на системата за необработена вода. * Батиметрично изследване на входния канал се очаква след първата година от експлоатацията, за да се измери натрупването на седименти и да се определят бъдещите интервали на драгиране (чистене). * Мониторингът на параметрите на повърхностните и подземните води се очаква да се извършва на тримесечие през първата година от експлоатацията, а след това - ежегодно. * Оперативният мониторинг се концентрира върху следните параметри:   + Повърхностен воден поток   + Поток на подземни води   + Въздействие на методите за задържане на санитарни и химически отпадъци върху качеството на водата   + Пренос на седименти   + Заливната зона и влажните зони  1. **Екологичен мониторинг**  * Процедури за наблюдение на сухоземни видове и местообитания, които могат да бъдат засегнати неблагоприятно. * Процедури за вземане на проби и мониторинг на рибни и водни видове и местообитания, които биха могли да бъдат неблагоприятно засегнати от приема или изпускането на охлаждаща вода или други експлоатационни въздействия. |
| 6.84 (продължение) | 1 |  | 1. **Термичен мониторинг**  * Рутинен термичен мониторинг на заустванията (стичанията) на отпадъчни води (по-специално зауствания (водоотвод) на изход, издухване и разреждания при производство на електроенергия).  1. **Химически мониторинг**  * Мониторинг на изхвърлянията, извършвани през изходния канал, за пълнота. * Мониторинг на физични, биологични и химични характеристики. * Мониторинг на резервоари, съдържащи нефт или опасни вещества, по време на операции по пълнене на резервоари. * Процедури за наблюдение на системи за непрекъснато откриване на течове. * Инспекции за проверка на обработката, съхранението и изхвърлянето на опасни отпадъци.  1. **Метеорологичен мониторинг**  * Събиране и наблюдение на данни за условията на площадката, които включват скорост и посока на вятъра, температура на сухия слой, температура на точката на оросяване и валежи. |