

Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna (SSMFS 2008:17) om konstruktion och utförande av kärnkrafts- reaktorer;

SSMFS 2008:17

Utkom från trycket
den 30 januari 2009

beslutade den 19 december 2008.

Strålsäkerhetsmyndigheten beslutar följande allmänna råd.

Till 3 §

Kravet innebär bl.a. att även reaktortryckkärls interna delar som har betydelse för att upprätthålla härdgeometrin är konstruerade så att de motstår belastningar som kan uppkomma vid händelser till och med händelseklassen osannolika händelser.

Till 4 §

Utrustningen som ingår i säkerhetssystem bör vara utformad och placerad på ett sådant sätt att sannolikheten för brister och felfunktioner är låg och att säkerheten är tillräcklig även om brister och felfunktioner skulle uppstå i utrustningen. Vid fel som förlust av drivkraft eller vid yttre miljöpåverkan bör utrustningen inta ett för reaktorsäkerheten acceptabelt läge.

Bestämmelsen [b] om möjlig och rimlig separation i uppbyggnaden av säkerhetsfunktionerna innebär bl.a. att säkerhetsfunktioner bör vara oberoende i ett inledande skede vid alla händelser till och med händelseklassen förväntade händelser, d.v.s. funktionens verkställande bör inte vara beroende av att andra funktioner verkställs. Vid denna analys kan anpassade analysförutsättningar och acceptanskriterier tillämpas. Ett exempel på inledande oberoende i kokvattenreaktorer är att reaktorn bör kunna göras underkritisk utan att tryckavsäkring tillgodoräknas och tryckavsäkring bör kunna ske utan att snabbstopp tillgodoräknas.

Bestämmelsen [b] innebär även att utrustning med huvuduppgift att träda i funktion för att begränsa radioaktiva utsläpp vid svåra haverier inte ska påverkas av en störning i anläggningens övriga utrustning.

Bestämmelsen [c] om automatisk styrning eller passiv funktion innebär som huvudregel att nödvändiga aktiveringar och driftomläggningar av säkerhetsfunktionerna ska vara automatiserade. Om detta inte är möjligt

eller rimligt kan förberedda manuella åtgärder accepteras. Inga inledande händelser som kräver aktivering av reaktorskyddssystem bör dock medföra krav på snabba operatörsingrepp. Information och rådruim bör alltid ges operatören så att denne kan få en insikt i händelseförloppet, anläggningens status och tid för eftertanke, innan konstruktionen ställer krav på manuella ingrepp. Åtgärder som krävs inom den första halvtimmen, efter den inledande händelsen för att bringa reaktorn i ett säkert läge, bör vara automatiserade vid alla händelser till och med händelseklassen osannolika händelser.

Rimligt rådruim bör finnas för operatörsingrepp också vid förväntade och postulerade följdhändelser av de inledande händelserna.

Vid svåra haverier¹ bör följande rådruim gälla:

- Manuella åtgärder bör inte behövas under de första 8 timmarna.
- De manuella åtgärder som kan behövas efter 8 timmar bör vara väl förberedda och styrda av instruktioner.

Andra åtgärder, som inte är förberedda, bör inte behövas förrän efter 24 timmar.

Om en automatisk säkerhetsfunktion inte skulle aktiveras vid behov, bör möjlighet finnas i centrala kontrollrummet att manuellt aktivera funktionen. Om en automatisk funktion skulle fungera så att den äventyrar säkerheten, bör det finnas förberedda möjligheter utanför kontrollrummet att avbryta eller blockera automatiken. En sådan extraordinär åtgärd bör vara noggrant analyserad och styrd av instruktioner.

Till 5 §

Konstruktionsbasen för reaktorinneslutningen är händelser till och med händelseklassen osannolika händelser, vilket framgår av 3 §. För att uppfylla kravet i 5 § bör en säkerhetsvärdering vara genomförd av händelser och fenomen som kan vara av betydelse för inneslutningens integritet vid mycket osannolika händelser. Exempel på sådana händelser och fenomen, som kan föranleda åtgärder, är högtrycksgenomsmältning av reaktortryckkärlet, ångexplosion, återkriticitet, vätgasbrand och undertryck i reaktorinneslutningen.

Till 8 §

Kylbarheten hos en smält härd bör ingå i den säkerhetsvärdering som anges i allmänna rådet till 5 §.

Till 9 §

Enkelfel bör antas inträffa i en godtycklig komponent, vid den mest ogynnsamma tidpunkten, i samband med den inledande händelsen eller

¹ Ingår i händelseklassen mycket osannolika händelser.

därefter. Enkelfel i passiva komponenter behöver inte antas inträffa förrän tidigast 12 timmar efter den inledande händelsen.

Vissa komponenter, exempelvis backventiler samt programvara och komponenter på kretskort, har egenskaper som bör bli föremål för säkerhetsbedömning innan de i enskilda fall betraktas som aktiva eller passiva komponenter. En backventil, som måste ändra läge för att fullgöra sin säkerhetsuppgift, bör vid denna säkerhetsbedömning i första hand anses vara en aktiv komponent.

Kravet på enkelfelstålighet hos de konsekvenslindrande systemen kan anses vara uppfyllt om enkelfelstålighet föreligger för aktiva komponenter vars funktion kan behövas inom 8 timmar efter den inledande händelsen och för komponenter som kan vara svåråtkomliga för åtgärder då funktionen har påkallats.

Till 10 §

Med tekniska åtgärder avses åtgärder för diversifiering. En lämplig och rimlig diversifiering bör tillämpas vid konstruktionen av säkerhetsfunktionerna enligt 3 §, med anpassade analysförutsättningar och acceptanskriterier, för händelser till och med händelseklassen ej förväntade händelser, där rörbrotten dock kan undantas. Vid utformningen av en sådan diversifiering kan den befintliga elförsörjningen av anläggningens samtliga system tillgodoräknas.

Reaktorskyddssystemet bör så långt det är rimligt och möjligt vara konstruerat så att skyddsbehov identifieras och skyddsåtgärder initieras genom minst två olika parametrar, exempelvis tryck och neutronflöde, vid alla händelser till och med händelseklassen ej förväntade händelser. De olika sätten att detektera en händelse bör vara funktionellt separerade.

Till 12 §

Exempel på globala effekter vid rörbrott är tryck- och temperaturbelastningar i det utrymme där rörbrottet inträffar samt i angränsande utrymmen till vilka tryckavlastning sker, globala vibrationer på grund av kondensationslast, belastningar på grund av översvämning samt ångströmning inklusive övrig miljöpåverkan.

Exempel på lokala dynamiska effekter är rörslag, reaktionskrafter och jetstrålar. Tålighet mot sådana effekter, i synnerhet då ett rörbrott kan medföra att en hel säkerhetsfunktion slås ut, bör åstadkommas genom rörbrottsförankringar, missilskydd eller ändrade rördragningar.

Vid analys av vilka åtgärder som behöver vidtas, bör rörbrott antas inträffa där det har betydelse för säkerheten samt

- där det finns förutsättningar för sådana skador som kan leda till rörbrott, och
- i enlighet med kriterierna i SRP 3.6.1 och 3.6.2².

Till 14 §

Exempel på naturfenomen som bör beaktas är:

- extrem vind,
- extrem nederbörd,
- extrem isläggning,
- extrem temperatur,
- extrema havsvågor,
- extrem algtillväxt eller annat biologiskt förhållande som kan påverka kylvattenintaget,
- extrem vattennivå,
- jordbävning.

Exempel på andra händelser som bör beaktas är:

- brand,
- explosion,
- översvämning,
- flygplanskrasch,
- störningar i eller bortfall av det yttre kraftnätet.

I dessa föreskrifter anses händelserna som nämns i andra stycket vara av typen olyckor och inte avsiktligt initierade.

Vid analys av brand i anläggningen, bör en brand som slår ut all utrustning i en brandcell³ antas kunna inträffa. Om det kan visas i en brandanalys att sannolikheten för utslagning av en hel brandcell är låg, genom att skyddsåtgärder har vidtagits för att förhindra brandspridning, behöver inte utbränningen av hela cellen förutsättas. En sådan brandanalys bör omfatta alla åtgärder som behövs till dess branden är släckt. I första hand bör passiva skyddsåtgärder tillämpas såsom rumsavskiljande väggar, inkapsling eller avskärmning av utrustningar, minimerad brandbelastning och avståndsseparation mellan utrustningarna.

Om enbart avståndsseparation tillgodoses som skyddsåtgärd mellan redundanta utrustningar, bör detta avse tillräckligt stora utrymmen och under förutsättningen att brandanalysen bekräftar att separationen är tillräcklig för att förhindra brandspridning.

² US Nuclear Regulatory Commission Standard Review Plan: (SRP) 3.6.1 – Plant Design for Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment, NUREG 0800. SRP 3.6.2 – Determination of Rupture Locations and Dynamic Effects Associated with the Postulated Rupture of Piping, NUREG 0800.

³ Motsvarar "Fire Compartment" enligt IAEA Safety Guide NS-G-1.7: Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants. Vienna, 2004.

Vidare bör brand beaktas på följande sätt vid analys av inledande händelser

- Vid analys av brand som inledande händelse, behöver ytterligare en brand inte antas inträffa i anläggningen.
- Vid analys av andra inledande händelser än brand, vilka i sin tur kan ge upphov till en brand, bör en brand antas inträffa som möjligt följdfel av den inledande händelsen.
- Vid analys av andra händelser än brand, vilka i sin tur inte kan ge upphov till en brand, bör ändå en brand antas inträffa tidigast 12 timmar efter den inledande händelsen. Denna händelsesekvens behöver inte kombineras med ett enkelfel. Detta gäller för inledande händelser till och med händelseklassen ej förväntade händelser, rörbrotten undantagna.

Till 17 §

Kravet innebär att byggnadsdelar, system, komponenter och anordningar som ingår i säkerhetssystem ska vara miljöqualificerade. Förekommande miljöer som kan påverka säkerhetssystem bör följas upp så länge systemen utnyttjas för sina ändamål.

Vid miljöqualificering av elutrustning i säkerhetssystem bör de principer för hantering av åldring tillämpas som anges i IEC 60780⁴, Reg. Guide 1,89⁵ eller IEEE 323⁶. Därvid bör accelerationsfaktorer för termisk åldring större än 250 ggr, joniserande strålning med en varaktighet understigande 10 dygn eller en doshastighet större än 5 Gy/h undvikas eller resultatets tillämplighet särskilt kunna motiveras.

För kärnbränsleknippen och styrtavar innebär kravet att dessa ska vara tåliga mot den bestrålning och de miljöbetingelser i övrigt, som kan förekomma under alla händelser till och med händelseklassen förväntade händelser.

Analys av hur utrustning från miljösynpunkt kan påverka reaktorns säkerhetsfunktioner bör omfatta alla händelser som är beaktade i reaktorns säkerhetsanalys.

Till 18 §

Driftklarheten hos anläggningens säkerhetsfunktioner, d.v.s. att utrustningen har intagit rätt läge för drift, bör även kunna övervakas från centrala kontrollrummet. Vid händelser i händelseklassen mycket osannolika

⁴ International Electrical Commission. Qualification of electrical equipment of the safety system for nuclear power plants.

⁵ US Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide. Environmental Qualification of certain Electric Equipment important to safety in Nuclear Power Plants.

⁶ The Institute of Electrical and Electronics Engineers Inc. Standard for qualifying class 1 E equipment for nuclear power generating stations.

händelser, bör en övergripande bedömning kunna göras av anläggningens säkerhetsläge.

Gränssnittet mellan operatören och anläggningens tekniska process bör vara konstruerat så att operatören ges ändamålsenlig, tillförlitlig och samlad information, tillräcklig för att effektivt kunna övervaka reaktorns säkerhetsfunktioner, fatta beslut inom tillgänglig tid, samt få återkoppling på automatiska och manuella åtgärder. Ett lämpligt sätt att utforma larmpresentationen är mönsterigenkänning.

Ändamålsenligheten hos det centrala kontrollrummet och reservövervakningsplatsen bör utvärderas och dokumenteras inom ramen för den återkommande helhetsbedömningen av anläggningens säkerhet, enligt 4 kap. 4 § Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2008:1) om säkerhet i kärntekniska anläggningar, samt då drifterfarenheter visar att en utvärdering bör göras. En utvärdering bör omfatta erfarenheter från driften av egen och liknande anläggningar och simulatorträning, bedömningar av gränssnitten i förhållande till ergonomiska krav samt bedömningar av hur väl kontrollrumsutformningen stödjer operatörernas arbete. Lokala kontrollrum i anläggningen bör utvärderas vid ändringar samt då erfarenheter visar att en utvärdering bör göras.

Ergonomiska krav och andra förhållanden som behöver beaktas i samspelet människa-teknik-organisation, bör tidigt specificeras och tillgodoses vid sådana ändringar i centrala kontrollrummet som berör dessa förhållanden. Återkommande verifiering och validering av de nya lösningarna bör ske under framtagningsprocessens gång, så att behövliga korrigeringar kan göras underhand. Verifiering och validering bör vidare ske av hela kontrollrumsfunktionen, innan ändringar införs som på ett väsentligt sätt påverkar ergonomiska- eller andra förhållanden i samspelet mellan operatörerna och anläggningens tekniska process⁷.

Till 19 §

De hot mot fortsatt verksamhet i kontrollrummet som avses i föreskriften är händelser av typen brand, ångutströmning och översvämning. Radiologisk olycka i en annan reaktor på samma förlägningsplats bör också beaktas här. Krav på handlingslinje vid hot av typen väpnat intrång och sabotage, framgår av Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar.

Till 20 §

Vid utformningen av reservövervakningsplatsen bör de händelser och förhållanden beaktas som medför att det ordinarie kontrollrummet inte är tillgängligt. Personalen bör skyddat kunna ta sig till reservövervaknings-

⁷ Exempel på metodik för utvärdering av kontrollrumsändringar finns i US Nuclear Regulatory Commission: Human Factors Engineering Program Review Model, NUREG 0711.

platsen. Gränssnittet bör vara utformat så att övergången till arbete vid reservövervakningsplatsen underlättas.

Exempel på andra lokala manöverplatser än reservövervakningsplatsen är relärum, ställverksrum och lokala kontrollrum vilka inte inrymmer reservövervakningsfunktionen.

Till 21 §

Klassindelningen utgör grund för att uppfylla bestämmelserna i 3 kap. 4§ Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2008:1) om säkerhet i kärntekniska anläggningar genom att konstruera, tillverka, montera och prova byggnadsdelar, system, komponenter och anordningar med krav som är anpassade till deras säkerhetsbetydelse. Indelningen i säkerhetsklasser bör ske enligt de principer som anges i ANSI/ANS-51.1 för tryckvattenreaktorer och ANSI/ANS-52.1 för kokvattenreaktorer⁸.

Till 22 §

Urvalet av de inledande händelser som ingår i respektive händelseklass bör baseras på en analyserad sannolikhet med vilken händelsen förväntas inträffa. Vissa inledande händelser bör dock ingå som postulat, för att verifiera anläggningens robusthet, oberoende av sannolikheten för att dessa händelser inträffar. Exempel på en sådan händelse är förlust av kylmedel vid ett brott på största rör eller anslutning till reaktortryckkärlet.

Till 23 §

Vid konstruktion av härden bör inverkan av förändringar i kylmedelstemperatur, kylmedelsflöde, reaktoreffekt och reaktortryck beaktas. För tryckvattenreaktorer bör därutöver förändringar i kylmedlets borhalt beaktas.

Utöver konstruktionsåtgärderna bör instruktioner finnas vid en kokvattenreaktor för åtgärder som behöver vidtas i händelse av härdinstabilitet. Instruktionerna bör ange vad som kännetecknar instabilitet, hur den detekteras och hur den dämpas ut. Berörd personal bör vara väl förtrogen med instruktionerna och vara utbildad i handhavandet av en instabilitet.

Stabilitetsmarginalerna bör beräknas för nya härdomladdningar.

Till 25 §

För att säkerställa kylning av kärnbränsleknippena ingår i konstruktionsgränserna att kärnbränslet inte fragmenteras vid en reaktivitetsolycka.

⁸ ANS-51.1: American National Standard: Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurised Water Reactor Plants. American Nuclear Society, 1983. ANS-52.1: American National Standard: Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Boiling Water Reactor Plants. American Nuclear Society, 1983.

Styrstavarnas reaktivitetsvärde bör begränsas så att energideponeringen i kärnbränsleknippena inte blir för hög.

Till 26 §

Vid analys av gräns för högsta effektuttag bör de acceptansgränser som anges i 10CFR50.46⁹ användas.

Till 27 §

Utöver gränser för högsta effektuttag bör det bl.a. finnas begränsningar som ger marginal mot överhettning av kärnbränsleknippena och gränser för förhållanden som kan leda till spänningskorrosionssprickning av kärnbränsleknippena. För tryckvattenreaktorer bör det dessutom finnas gränser för asymmetrisk effektutveckling i härden.

Vid analys av de begränsningar som ger marginal mot överhettning av kärnbränsleknippena bör acceptanskriterier enligt SRP 4.4¹⁰ användas.

Ytterligare vägledning för hantering av kärnbränsleknippen i olika skeden och situationer vid drift och ändring av härden, samt vad gäller analys, övervakning, uppföljning och dokumentation, finns i IAEA:s säkerhetsstandard: Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants¹¹.

Dessa allmänna råd börjar gälla den 1 februari 2009.

STRÅLSÄKERHETSMYNDIGHETEN

ANN-LOUISE EKSBORG

Erik Jende

⁹ Section 50.46 – Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light-Water Nuclear Power Reactors. US Code of Federal Regulation. Energy Parts 0 to 50.

¹⁰ US Nuclear Regulatory Commission Standard Review Plan (SRP) 4.4 – Thermal and Hydraulic Design, NUREG 0800.

¹¹ Safety Guide NS-G-2.5: Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants. International Atomic Energy Agency, 2002.