

# Strålsäkerhetsmyndighetens vägledningssamling

ISSN: [Klicka här för att ange ISSN.](#)



Strål  
säkerhets  
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

SSMFS SSMFS-A

## Formell externremiss

1 okt 2020 – 29 jan 2021

Ärendenummer: SSM2020-5585

Vägledning med bakgrund och motiv till Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd (SSMFS-A) om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer

Fastställt:

Datum: 2020-10-01

Dokumentnummer: SSM 2020-5585-3

## Innehållsförteckning

<b>Kapitel 1. Tillämpningsområde och definitioner .....</b>	<b>18</b>
1.1 – Tillämpningsområde .....	18
1.2 – Definitioner .....	23
1.3 – Förklaring av övriga centrala begrepp och uttryck .....	25
<b>Kapitel 2. Identifiering av antagna händelser och förhållanden samt indelning i händelseklasser .....</b>	<b>29</b>
2.1 – Förutsättningar vid identifiering och händelseklassning.....	29
2.2 – Händelseklass H1-H6.....	37
2.3 – Scenarier för radiologiska nödsituationer .....	52
<b>Kapitel 3. Värdering av antagna händelser och förhållanden .....</b>	<b>55</b>
3.1 – Övergripande bestämmelser .....	55
3.2 – Värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift .....	65
3.3 – Värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 .....	71
3.4 – Värdering av olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen .....	88
3.5 – Värdering av händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen.....	90
3.6 – Värdering av radiologiska konsekvenser med konservativ källterm.....	91
<b>Kapitel 4. Värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser .....</b>	<b>93</b>
<b>Kapitel 5. Redovisning av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet.....</b>	<b>104</b>
5.1 – Strålsäkerhetsredovisning.....	104
5.2 – Strålsäkerhetsrapport (SAR) .....	106
5.3 – Säkerhetstekniska driftförutsättningar (STF) .....	108
5.4 – Övriga redovisningar.....	114
<b>Kapitel 6. Strålsäkerhetsgranskning .....</b>	<b>123</b>
<b>Kapitel 7. Strålsäkerhetsdemonstration och hantering av ändringar.....</b>	<b>130</b>
7.1 – Strålsäkerhetsdemonstration vid ändringar .....	131
7.2 – Preliminär och förnyad strålsäkerhetsrapport.....	141
<b>Kapitel 8. Helhetsbedömning av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet.....</b>	<b>147</b>
<b>Kapitel 9. Dispens m.m. ....</b>	<b>162</b>
<b>Bilaga 1: Acceptanskriterier för värdering av antagna händelser och förhållanden ..</b>	<b>164</b>
<b>Bilaga 2: Strålsäkerhetsrapportens innehåll.....</b>	<b>171</b>
<b>Bilaga 3: Områden i helhetsbedömningen .....</b>	<b>183</b>
<b>Bilaga 4: Anmälans innehåll.....</b>	<b>197</b>

Ansvarig handläggare: Ninos Garis

Arbetsgrupp: Ninos Garis, Christian Karlsson, Aino Obenius Mowitz, Marcus Gustavsson, Björn Engström, Pär Lindahl, Daniel Kjellin, Johan Enkvist, Karin Liljequist, Peter Hofvander, Anki Hägg, Jan Johansson, Anna Maria Blixt Buhr, Jessica Storm

Fastställt: -

Datum: 2020-10-01

Dokumentnummer: SSM2020-5585-3

## Bakgrund

Strålsäkerhetsmyndigheten inledde under 2013 en större översyn av föreskrifter och allmänna råd i myndighetens författningssamling (SSMFS). Översynen var motiverad av flera skäl. Ett var sammanslagningen 2008 av dåvarande Statens kärnkraftinspektion (SKI) och Statens Strålskyddsinstitut (SSI) till Strålsäkerhetsmyndigheten. Vid sammanläggningen överfördes de tidigare myndigheternas föreskrifter till Strålsäkerhetsmyndigheten. Utöver rent redaktionella ändringar gjordes det inte några mer omfattande omarbetningar av föreskrifterna. I viss utsträckning innehöll de tidigare myndigheternas föreskrifter samma eller liknande bestämmelser. Vunna tillämpningserfarenheter sedan 2008 visade också på ett behov av ändringar och förtydliganden.

Genom regleringsbrev för budgetåren 2012 och 2013 fick Strålsäkerhetsmyndigheten i uppdrag av regeringen att utforma föreskrifter för nya kärnkraftreaktorer. I regleringsbrevet för 2015 ändrades och breddades uppdraget till att Strålsäkerhetsmyndigheten ska se över föreskrifter för kärnkraftsreaktorer, och bland annat ta hänsyn till nya internationella krav och standarder. Syftet var att genom en tydlig och modern kravbild säkerställa att skyddet mot skadlig verkan av joniserande strålning bibehålls och successivt ökar under den fortsatta driften av kärnkraftsreaktorerna. Genom att föreskriftsförslagen enligt 2015 års regeringsuppdrag är framtagna i förhållande till modern internationell standard är de även tillämpbara för nya reaktorer av lättvattentyp om det skulle bli aktuellt att uppföra sådana.

I arbetet med att utforma föreskrifterna har hänsyn tagits till de slutsatser som drogs i samband med en IRRS-granskning av Strålsäkerhetsmyndighetens verksamhet som IAEA (*International Atomic Energy Agency*) genomförde i februari 2012. IAEA stödjer medlemsländer med bl.a. fristående granskningar (*peer review*) av myndighetsstruktur, lagstiftning och myndighetsarbete. Detta kallas för *Integrated Regulatory Review Service (IRRS)* och görs mot de av IAEA:s standarder som i varierande grad är aktuella för myndigheter och myndighetsarbete. I granskningsrapporten (IAEA-NS-IRRS-2012/01) redovisades exempel inom olika områden som bedömdes vara bristfälligt reglerade i förhållande till IAEA:s säkerhetsstandarder. Strålsäkerhetsmyndigheten rekommenderades därför att utarbeta mer enhetliga och heltäckande föreskrifter i myndighetens författningssamling.

På motsvarande sätt genomför IAEA granskning som kallas *International Physical Protection Advisory Service (IPPAS)* i förhållande till de standarder inom *nuclear security*, främst konventionen om fysiskt skydd (CPPNM) med tillägg, samt IAEA:s NSS-13. IAEA har genomfört två IPPAS i Sverige då ett antal brister i den svenska regleringen av området identifierades.

Den 5 december 2013 beslutade EU:s ministerråd ett direktiv om fastställande av grundläggande säkerhetsnormer för skydd mot de faror som uppstår till följd av exponering för joniserande strålning (EU-2013/59/Euratom) (strålskyddsdirektivet). Den 8 juli 2014 beslutade ministerrådet om ändring av rådets direktiv 2009/71/Euratom om upprättande av ett gemenskapsramverk för kärnsäkerhet vid kärntekniska anläggningar (EU-2014/87/Euratom) (kärnsäkerhetsdirektivet).

Den 14 juni 2017 beslutade riksdagen om ändringar i lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet (kärntekniklagen) för att genomföra vissa delar av kärnsäkerhetsdirektivet. Övriga bestämmelser i direktivet genomfördes genom ändringar i Strålsäkerhetsmyndighetens befintliga föreskrifter. Ändringarna var i huvudsak av temporär karaktär i avvaktan på den mer heltäckande reglering som föreskriftsöversynen i sin helhet skulle resultera i. Den 26 april 2018 beslutade riksdagen om en ny strålskyddslag (2018:396), bland annat för att i Sverige genomföra delar av bestämmelserna i strålskyddsdirektivet. Andra delar av direktivet togs om hand och preciserades i nya föreskrifter, bland annat i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2018:1) om

grundläggande bestämmelser för tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning som beslutades av myndighetens generaldirektör den 24 maj 2018.

Den 24 september 2014 beslutade *Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)*, där Sverige ingår, om ändrade så kallade *Safety Reference Levels (SRL) for Existing Reactors* med anledning av vunna erfarenheter från olyckan i den japanska kärnkraftsanläggningen i Fukushima Daiichi 2011. I oktober samma år åtog sig de nationella tillsynsmyndigheter som ingår i WENRA att förbättra och harmonisera sina nationella regelverk genom att under 2017 uppdatera befintliga regelverk med beaktande av 2014 års Safety Reference Levels.

Sammantaget fanns det således ett stort behov av att se över det svenska regelverket i sin helhet avseende strålsäkerhet i såväl kärnkraftsreaktorer som andra verksamheter som omfattas av strålskyddslagen (2018:396).

## Syfte

Stålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer beslutades av myndighetens generaldirektör den XX månad 202X och har fått benämningen SSMFS 202Y:XX. Föreskrifterna med tillhörande allmänna råd syftar till att upprätthålla och utveckla strålsäkerheten under reaktors drift, för att så långt som det är möjligt och rimligt skydda människor och miljön mot skadlig verkan av strålning.

Denna vägledning riktar sig i första hand till tillståndshavare för kärnkraftsreaktorer som tillsynsmyndigheten och syftar till att underlätta tolkningen av Strålsäkerhetsmyndighetens uppdaterade bestämmelser om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer och öka förståelsen för kravbilderna genom att redovisa bakgrund, förklaringar och motiv till föreskrifter och allmänna råd som ingår och varför de har utformats på det sätt som gjorts. Om eller när praxis ändras kommer vägledningen att uppdateras.

## Strålsäkerhetsmyndighetens författningsstruktur och kopplingar mellan olika delar av författningssamlingen

Författningar är ett gemensamt namn för lagar, förordningar och föreskrifter. Lagar beslutas av riksdagen, förordningar av regeringen och föreskrifter av myndigheter. Ingen myndighet får besluta föreskrifter utan att det finns ett bemyndigande. Genom förordningar meddelar regeringen kompletterande bestämmelser och tydliggör det som står i lagarna. Generellt kan sägas att bestämmelser i förordningar är mer detaljerade än de i lag och att bestämmelserna i föreskrifter är mer detaljerade än de i förordningar. Samma grundtanke ligger bakom den hierarkiska indelningen av Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter i tre nivåer som redogörs för nedan.

Bestämmelserna i författningarna bildar tillsammans en helhet. Dessutom kan det tillkomma bestämmelser i andra författningar som också berör den aktuella verksamheten samt EU-regler och praxis. Det går alltså sällan att läsa och uttolka en bestämmelse för sig, utan den behöver läsas och förstås som en del av helheten. Att bestämmelser i lagar, förordningar eller föreskrifter kompletteras betyder att de fylls ut. Det kan innebära att det tillkommer krav både i form av en utökad kravbild och i form av preciseringar, dvs. att man närmare bestämmer något som t.ex. vid förtydliganden i sakfrågor. Förtydligande bestämmelser kan ange vad som krävs för att fullgöra en överordnad bestämmelse, t.ex. om det finns en bestämmelse i lag om att något ska anmälas och sedan bestämmelser i föreskrifter om vad en sådan anmälan ska innehålla. Förtydligande bestämmelser kan emellertid också användas för att ange en miniminivå för vad som ska göras. I sådana fall behöver det övervägas om det finns ytterligare åtgärder som behöver vidtas för att författningsskraven ska anses vara uppfyllda. Det handlar också om på vilken detaljnivå som

den ansvariga myndigheten väljer att formulera föreskrifterna. Strålsäkerhetsmyndigheten har i dessa föreskrifter huvudsakligen valt att använda sig av så kallade funktions- och egenskapsinriktade krav, till skillnad från detaljerade krav som anger lösningar i olika avseenden. Genom användandet av uttrycket ”så långt som det är möjligt och rimligt” skapas en flexibilitet där bedömningar och avvägningar behöver göras i de enskilda fallen.

Med utgångspunkt från främst lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet, förordningen (1984:14) om kärnteknisk verksamhet, strålskyddslagen (2018:396) och strålskyddsförordningen (2018:506) har Strålsäkerhetsmyndigheten utformat den del av författningssamlingen (SSMFS) som berör kärntekniska anläggningar hierarkiskt på tre nivåer. Denna författningsstruktur innebär följande:

Nivå 1 Föreskrifter (SSMFS 2018:1) om grundläggande bestämmelser för tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning. Dessa föreskrifter innehåller bestämmelser som är gemensamma för sådana verksamheter och kompletterar bestämmelser i lagar och förordningar. Vissa bestämmelser är av grundläggande karaktär och förtydligas i föreskrifter på lägre nivåer medan andra bestämmelser är mer detaljerade utan ytterligare förtydliganden.

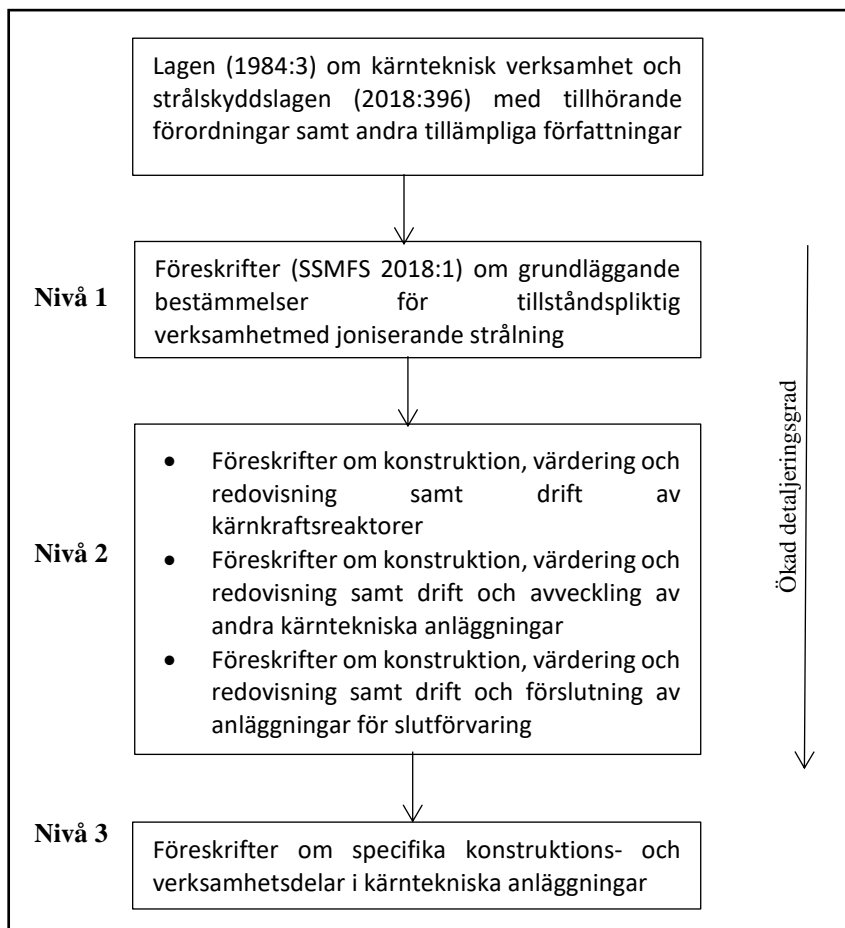
Nivå 2 Föreskrifter om konstruktion, värdering och redovisning samt drift av dels kärnkraftsreaktorer, dels andra kärntekniska anläggningar samt avveckling av kärntekniska anläggningar och förslutning av slutförvar. Dessa föreskrifter kompletterar och förtydligar SSMFS 2018:1 anpassat till de sakfrågor som regleras i nivå 2-föreskrifterna. Även vissa lag- och förordningsbestämmelser kompletteras. Föreskrifterna på denna nivå som gäller kärnkraftsreaktorer kompletterar varandra genom att bestämmelserna avser olika delar av verksamheterna.

Nivå 3 Föreskrifter om specifika konstruktions- och verksamhetsdelar, där en del av bestämmelserna på nivå 1 och 2 kompletteras ytterligare i olika avseenden. Dessa föreskrifter omfattar dock inte alla de konstruktions- och verksamhetsdelar som föreskrifterna på nivå 1 och 2 avser. Vissa av föreskrifterna på nivå 3 kompletterar varandra.

Genom kompletteringar och förtydliganden finns det alltså kopplingar mellan de olika föreskrifterna, inte bara mellan nivåerna utan även inom respektive nivå.

I föreskrifterna på nivå 2 regleras frågor som har betydelse för strålsäkerheten, antingen vid kärnkraftsreaktorer eller vid övriga kärntekniska anläggningar, separat och anpassat till respektive anläggningstyp. Utgångspunkter och grunder för föreskrifterna är dock desamma liksom sättet att utforma bestämmelser. Föreskrifterna på nivå 1 och 3 gäller däremot både för kärnkraftsreaktorer och för andra kärntekniska anläggningar.

Föreskrifterna är lika bindande oberoende av på vilken nivå i författningssamlingen de finns.



**Figur 1.1:** Övergripande bild över föreskriftsstrukturen för kärnkraftsreaktorer och andra kärntekniska anläggningar.

## Samlade regler för kärnkraftsreaktorer (nivå 2)

De föreskrifter som tillsammans ger den samlade regelgivningen för kärnkraftsreaktorer på nivå 2 i Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling består av följande tre delar:

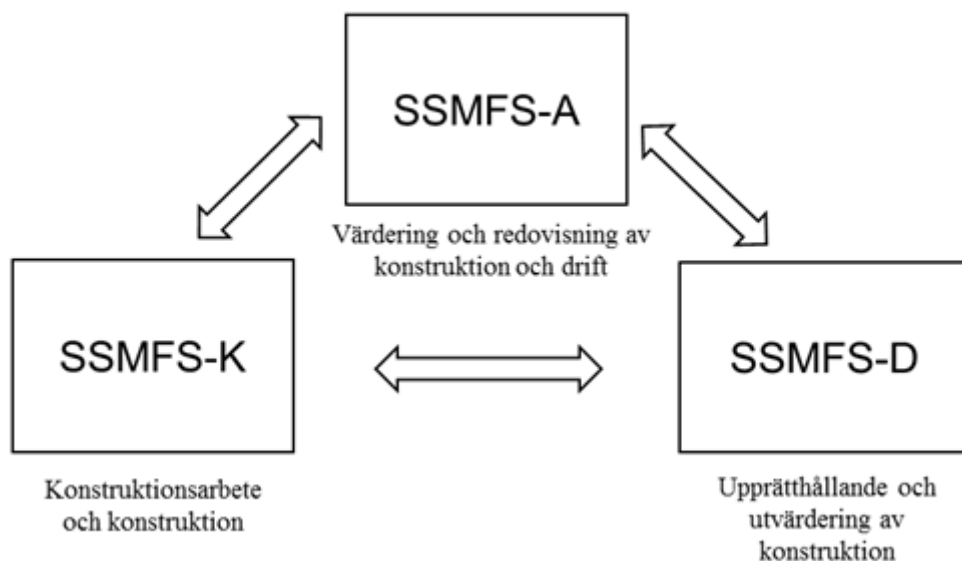
- Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer,
- Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-A) om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer, och
- Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer.

I korthet innehåller SSMFS-K såväl bestämmelser om det arbete som behöver göras för att ta fram underlag för tillverkning och byggnation eller installation som bestämmelser om förväntade egenskaper hos resultatet av detta arbete, dvs. hur en kärnkraftsreaktor ska vara konstruerad. SSMFS-A innehåller bestämmelser om värdering och redovisning för att bekräfta att det finns förutsättningar att upprätthålla strålsäkerheten hos reaktorn medan SSMFS-D innehåller bestämmelser om att under drift upprätthålla och utvärdera strålsäkerheten.

Figur 2 nedan visar en schematisk beskrivning av förhållandet mellan dessa tre föreskrifter. Med andra ord innehåller SSMFS-K bestämmelser om *vilka egenskaper konstruktionen ska uppnå*, SSMFS-A om *hur konstruktionens egenskaper ska bevisas och redovisas* samt SSMFS-D om *hur konstruktionens egenskaper ska upprätthållas och utvärderas vid drift av anläggningen*. Bestämmelserna i 2 kap. SSMFS-K anger dessutom ett gemensamt ramverk för alla tre föreskrifterna genom bestämmelser om övergripande mål och principer



som gäller för såväl konstruktion, värdering och redovisning som drift av kärnkraftsreaktorer.



**Figur 1.2:** Övergripande bild över hur föreskrifterna SSMFS-K, SSMFS-A och SSMFS-D förhåller sig till varandra.

Trots att bestämmelserna har fördelats i tre olika SSMFS är de gemensamt giltiga och kompletterar varandra för att ge en heltäckande kravbild. I många fall finns beroenden och förtydliganden såväl inom som mellan föreskrifterna, varför dessa behöver läsas och förstås gemensamt. Det är således viktigt att studera föreskrifterna på ett samlat sätt för att fullt ut förstå och tolka bestämmelserna. För att underlätta detta arbete finns det hänvisningar, direkt i bestämmelserna eller i tillhörande vägledning, mellan de olika föreskrifterna.

## Föreskrifternas omfattning och innebörd i stort

Frågor om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer har tidigare huvudsakligen reglerats genom Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd (SSMFS 2008:1) om säkerhet i kärntekniska anläggningar och Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd (SSMFS 2008:17) om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer. Regleringen av de olika delarna har varit av varierande detaljeringsgrad i de båda föreskrifterna. Vidare har det funnits egna föreskrifter för vissa strålsäkerhets- och verksamhetsområden vid kärntekniska anläggningar, exempelvis avseende skydd av människors hälsa och miljön vid utsläpp av radioaktiva ämnen (SSMFS 2008:23), personstrålskydd (i dessa föreskrifter omnämnt *skydd av arbetstagare mot exponering för joniserande strålning*) i verksamhet med joniserande strålning (SSMFS 2008:26) och skydd av arbetstagare och allmänhet vid verksamhet med joniserande strålning (SSMFS 2008:51), fysiskt skydd (SSMFS 2008:12) och beredskap (SSMFS 2014:2).

Ett syfte med de nu framtagna föreskrifterna har varit att utveckla de delar av regleringen som är övergripande för att få en jämn balans mellan olika delar samt att föra samman de olika verksamhetsområdena för att få en integrerad helhetssyn på strålsäkerhet avseende värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer. Detta har inneburit att, i de fall bestämmelser i ovanstående nämnda tidigare föreskrifter till sin innebörd helt eller delvis delar syfte eller mål, har reglernas innebörd sammanförts i gemensamma bestämmelser och under den gemensamma benämningen *strålsäkerhet*.

Föreskrifterna har utvecklats, förtydligats och förändrats bl.a. med stöd av skrivningar i IAEA:s standarder inom *safety*, inklusive *radiation protection*, och *nuclear security* (*Safety*

*Standards och Security Standards*) och i tillämpliga fall med stöd av WENRA och deras referensnivåer (*Safety Reference Levels*) samt mål för nya kärnkraftsreaktorer.

De nu framtagna föreskrifterna och allmänna råden om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer är indelade i 9 kapitel där kapitel 1 behandlar tillämpningsområde och specifika definitioner. I detta kapitel framgår också en något mer detaljerad beskrivning av förhållandet mellan föreskrifterna på nivå 2 som berör kärnkraftsreaktorer tillsammans med vissa förklaringar av grundläggande begrepp och uttryck som använts för att formulera ingående bestämmelser och vägledningar. Dessa förklaringar är av stor betydelse för att ge en övergripande förståelse och förutsättningar att formulera och tillämpa den förhållandevis omfattande regelgivningen för kärnkraftsreaktorer. Kapitel 2-8 är huvudkapitel med bestämmelser om värdering och redovisning av strålsäkerhet ur olika aspekter.

Kapitel 2 innehåller bestämmelser som kompletterar bestämmelsen 4 kap. 1 § SSMFS-K där det ställs krav på att händelser och förhållanden ska vara identifierade och indelade i händelseklasser samt ligga till grund för specificering av scenarier för radiologiska nödsituationer. Kompletteringen sker genom bestämmelser om aktualitet, definitioner av händelseklasser och andra förutsättningar för identifiering av händelser och förhållanden samt indelning av dessa i händelseklasser.

Kapitel 3 innehåller bestämmelser för att bekräfta en kärnkraftsreaktors förmåga att fullgöra de grundläggande funktionerna genom att värdera händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5 mot acceptanskriterier avseende exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön. Syftet är att påvisa att konstruktionen är sådan att arbetstagare, allmänhet och miljön inte utsätts för oacceptabla risker med joniserande strålning samt att olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen förhindras. I värderingen ingår påverkan på kärnkraftsreaktorns utrymmen, områden, strukturer, system och komponenter inkluderat barriärer som tillgodoräknas.

Kapitel 4 innehåller bestämmelser om värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser som syftar till att ge en allsidig bild av skyddet av allmänheten och miljön mot exponering för joniserande strålning och utgöra underlag i bedömning av frågor som har betydelse för detta skydd.

Kapitel 5 innehåller bestämmelser om redovisning av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet som i sin tur består av olika typer av redovisningar som behövs för att dels beskriva hur författningskrav och andra krav på strålsäkerhet omsätts och tillgodoses, och dels för att visa hur strålsäkerheten är tänkt att upprätthållas. Kapitlet innehåller bestämmelser strålsäkerhetsredovisning, strålsäkerhetsrapport (SAR), säkerhetstekniska driftförutsättningar (STF), och övriga redovisningar.

Kapitel 6 innehåller bestämmelser om strålsäkerhetsgranskning som är ett verktyg för egenkontroll för att säkerställa att tillämpliga strålsäkerhetsaspekter i verksamheten är beaktade, samt att tillämpliga författningskrav på strålsäkerhet för en kärnkraftsreaktors konstruktion, organisation och drift är uppfyllda. Vilka sakfrågor eller tillfällen då Strålsäkerhetsmyndigheten anger krav på att en strålsäkerhetsgranskning genomförs framgår av bestämmelser i SSMFS-K, SSMFS-D och i denna föreskrift där begreppet ingår.

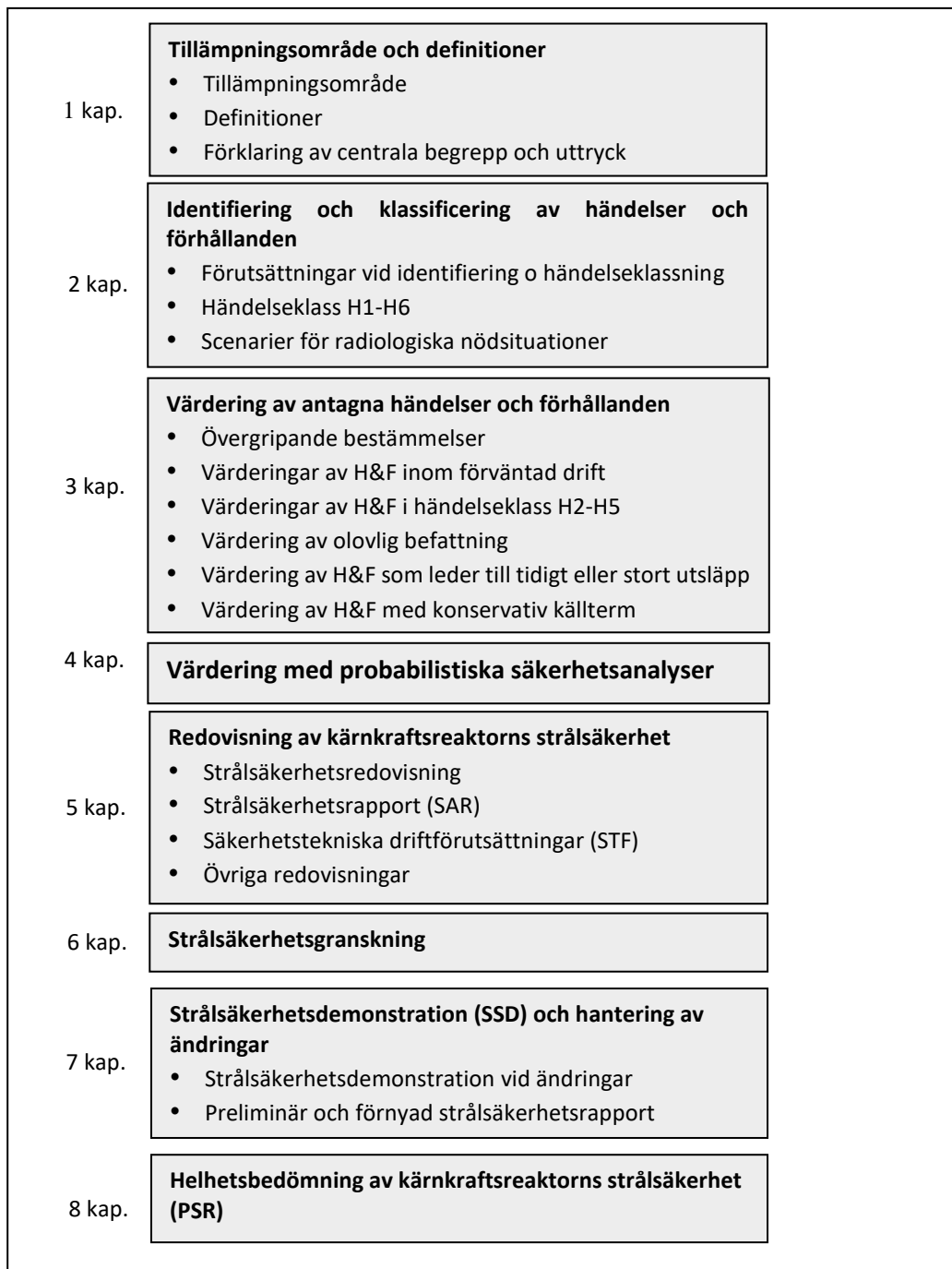
Kapitel 7 innehåller bestämmelser om strålsäkerhetsdemonstration som är ett systematiskt arbetssätt för att säkerställa att ändringar hanteras på ett sådant sätt att författningskraven på strålsäkerhet uppfylls, och att de motiv och argument som finns till detta är spårbara. I kapitlet ingår även bestämmelser om preliminär och förnyad strålsäkerhetsrapport vid ändringar vilka blir aktuella vid betydande påverkan på de förhållanden som har angivits i strålsäkerhetsrapporten.

Kapitel 8 innehåller bestämmelser om helhetsbedömning av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet. Internationellt används benämningen *Periodic Safety Review* med

förkortningen PSR. Bestämmelserna om helhetsbedömning av strålsäkerhet tar utgångspunkt i 10 a § kärntekniklagen.

Kapitel 9 behandlar dispens, ikraftträdande och övergångsbestämmelser.

I figur 1.3 nedan ges en övergripande bild av hur huvudkapitlen i föreskrifterna om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer relaterar till varandra.



**Figur 1.3:** Övergripande bild över strukturen för olika kapitlen i föreskrifterna om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer.

Dessa föreskrifter om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer innehåller bestämmelser som förtydligar och kompletterar bestämmelserna i lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet, strålskyddslagen (2018:396) och i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2018:1) om grundläggande

bestämmelser för tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning. Se figur 1.1 avseende principiell struktur för Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter.

Föreskrifterna anknuter även till Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 201x:xx) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer (hädanefter SSMFS-K) och Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 201x:xx) om drift av kärnkraftsreaktorer (hädanefter SSMFS-D). I vissa avseenden kan dessa föreskrifter därför anses komplettera varandra. Föreskrifterna om värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer utgör också grund för en del av de föreskrifter med specifika strålsäkerhetsbestämmelser som regleras på nivå tre i författningsstrukturen. För att fullt ut förstå och tolka värderings- och redovisningsföreskrifterna är det därför i många fall viktigt att även beakta bestämmelserna i SSMFS 2018:1, SSMFS-K och SSMFS-D.

Vägledningen till respektive bestämmelse är olika omfattande, beroende på bestämmelsens art, om den innebär stora förändringar i förhållande till tidigare bestämmelser etc. Till respektive bestämmelse och allmänt råd (gula rutor) beskrivs, vid behov, syfte, hur bestämmelsen är avsedd att tillämpas, bakgrund och överväganden med information om hur och var bestämmelsen reglerats tidigare eller om bestämmelsen ansluter till tidigare beslut som fattats som visar exempel på hur bestämmelsen har tillämpats av Strålsäkerhetsmyndigheten. I den mån bestämmelsen ansluter eller relaterar till andra bestämmelser i Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling (främst så visas detta med hänvisning till aktuell bestämmelse eller del. Dessutom beskrivs under rubriken Äldre bestämmelser om bestämmelsen innebär ett förtydligande, skärpning, breddning eller lindring av tidigare krav, eller om kravet i den aktuella bestämmelsen är helt nytt. Slutligen beskrivs hur bestämmelsen införlivar eller ansluter till andra relevanta bestämmelser i Kärnsäkerhetsdirektivet, IAEA:s standarder och WENRA:s referensnivåer.

## Referenser och förkortningar

Vid hänvisning till lagar, förordningar, föreskrifter och andra dokument i vägledningstexterna används följande förkortningar:

EU-2013/59/Euratom – Rådets direktiv 2013/59/Euratom av den 5 december 2013 om fastställande av grundläggande säkerhetsnormer för skydd mot de faror som uppstår till följd av exponering för joniserande strålning (strålskyddsdirektivet), L13/1, 2013.

EU-2014/87/Euratom – Rådets direktiv 2014/87/Euratom av den 8 juli 2014 om ändring av direktiv 2009/71/Euratom om upprättande av ett gemenskapsramverk för kärnsäkerhet vid kärntekniska anläggningar (kärnsäkerhetsdirektivet), L219/42, 2014.

Kärntekniklagen – *Lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet.*

Miljöbalken – *Miljöbalken (1998:808).*

Strålskyddslagen – *Lagen (2018:396) om strålskydd.*

Kärnsäkerhetsförordningen – *Förordning (1984:14) om kärnteknisk verksamhet.*

Strålskyddsförordningen – *Strålskyddsförordningen (2018:506).*

SSMFS – Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling

SSMFS 2008:1 – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om säkerhet i kärntekniska anläggningar, Strålsäkerhetsmyndighetens allmänna råd om tillämpningen av föreskrifterna om säkerhet i kärntekniska anläggningar. Konsoliderad version med ändringar införda t.o.m. SSMFS 2018:12, Stockholm 2018.*

- SSMFS 2008:12 – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd om fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar*, Stockholm, 2009.
- SSMFS 2008:12R – Ej beslutad, *Förslag till revidering av föreskrifter om fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar*, SSMFS 2008:12, med vägledning, SSM2014-2916, 2016-06-22.
- SSMFS 2008:17 – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer*, Stockholm, 2009.
- SSMFS 2008:23 – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om skydd av människors hälsa och miljön vid utsläpp av radioaktiva ämnen från vissa kärntekniska anläggningar*, Konsoliderad version med ändringar införda t.o.m. SSMFS 2018:16, Stockholm, 2018.
- SSMFS 2008:26 – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om personstrålskydd i verksamhet med joniserande strålning vid kärntekniska anläggningar*. Konsoliderad version med ändringar införda t.o.m. SSMFS 2018:18, Stockholm, 2018.
- SSMFS 2008:51 – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om grundläggande bestämmelser för skydd av arbetstagare och allmänhet vid verksamhet med joniserande strålning*, Stockholm, 2009.
- SSMFS 2014:2 – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om beredskap vid kärntekniska anläggningar*, Konsoliderad version med ändringar införda t.o.m. SSMFS 2018:26, Stockholm, 2018.
- SSMFS 2018:1 – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om grundläggande bestämmelser för tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning*, Stockholm, 2018.
- SSMFS-D – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd om drift av kärnkraftsreaktorer*.
- SSMFS-K – *Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd om konstruktion av kärnkraftsreaktorer*.
- Regeringsbeslut 11 – Regeringsbeslut 11 om ”Villkor för fortsatt tillstånd enligt 5 § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet att driva kärnkraftsreaktorerna vid Ringhals 1, 2, 3 och 4”, Regeringsbeslut 12, 1986-02-27.
- Regeringsbeslut 12 – Regeringsbeslut 12 om ”Villkor för fortsatt tillstånd enligt 5 § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet att driva kärnkraftsreaktorerna vid Oskarshamn I, II och III”, Regeringsbeslut 12, 1986-02-27.
- Regeringsbeslut 13 – Regeringsbeslut 13 om ”Villkor för fortsatt tillstånd enligt 5 § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet att driva kärnkraftsreaktorerna vid Forsmark I, II och III”, Regeringsbeslut 13, 1986-02-27.
- Av Strålsäkerhetsmyndigheten fattade beslut
- SSM 2008-1945 – *Föreläggande avseende analys av radiologiska omgivningskonsekvenser för kärnkraftsreaktorerna Forsmark 1, Forsmark 2 och Forsmark 3*, SSM 2008/1945, 2009-04-02 (liknande beslut har gått ut till övriga kärnkraftverk).

SSM 2012-3021 – *Villkor för oberoende härdkylning för Forsmark 1*, SSM2012-3021-12. Motsvarande beslut finns för samtliga kärnkraftsreaktorer i drift 2014-12-31.

SSM 2009-1210 – Tillståndsprovning och tillsyn vid höjning av termisk effekt i kärnkraftsreaktorer, SSM-PM 2009/1210, 2011-06-30.

SSM 2011-4329 – *Händelser och händelseklasser i kärnkraftsreaktorer*, Utredningsrapport, SSM2011-4329-4, Strålsäkerhetsmyndigheten, 2017-12-13.

SSM 2012-1302 – *Redovisning av åldringsrelaterade tidsberoende analyser för långa drifttider i samband med återkommande helhetsbedömningar*, Utredningsrapport, SSM2012-1302, Strålsäkerhetsmyndigheten, 2012-04-04.

SSM 2017:27 – *Översyn av beredskapszoner*, SSM rapport, Oktober 2017, Stockholm.

STYR2011-131 – *Beredning av tillstånd och provning av tillståndsvillkor gällande kärntekniska anläggningar och andra komplexa anläggningar där strålning används*, Strålsäkerhetsmyndigheten, Stockholm 2010-05-06.

SKI-PM 98:11 – *SKIs syn på säkerhetsgranskningsverksamheten vid de kärntekniska anläggningarna*, SKI-PM 98:11, 1998-04-09.

SKI-PM 01:11 – *Säkerhetsgranskning vid kärntekniska anläggningar*, SKI-PM 01:11, 2001-06-11.

#### IAEA – International Atomic Energy Agency

IAEA Safety Glossary – *IAEA Safety Glossary - Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection*, 2018 Edition, IAEA, Vienna, 2019.

IAEA GSR part 3 – *IAEA General Safety Requirements Part 3 – Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards*, IAEA, Vienna, 2014.

IAEA GSR part 4 – *IAEA General Safety Requirements Part 4 - Safety Assessment for Facilities and Activities: International Basic Safety Standards*, IAEA, Vienna, 2009.

IAEA SSR-2/1 – *IAEA Safety Standards Series – Safety of nuclear power plants: Design*, Specific safety requirements, Rev. 1, IAEA, Vienna, 2016.

IAEA SSR-2/2 – *IAEA Safety Standards Series – Safety of nuclear power plants: Commissioning and Operation*, Specific safety requirements, Rev. 1, IAEA, Vienna, 2016.

IAEA SSG-2 – *IAEA Safety Standards Series – Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, Specific Safety Guides, No. SSG-2 (rev. 1), IAEA, Vienna, 2019.

IAEA SSG-3 – *IAEA Safety Standards Series – Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*, Specific Safety Guides, No. SSG-3, IAEA, Vienna, 2010.

IAEA SSG-4 – *IAEA Safety Standards Series – Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*, Specific Safety Guides, No. SSG-4, IAEA, Vienna, 2010.

- IAEA SSG-25 – *IAEA Safety Standards Series – Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants*, Specific Safety Guides, No. SSG-25, IAEA, Vienna, 2013.
- IAEA GS-G-4.1 – *IAEA Safety Standards Series – Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants*, Safety Guides, No. GS-G-4.1, IAEA, Vienna, 2004.
- IAEA NS-G-2.12 – *IAEA Safety Standards Series – Ageing Management for Nuclear Power Plants*, IAEA, NS-G-2.12, Safety Guide, IAEA, 2009.
- IAEA NS-G-2.2 – *IAEA Safety Standards Series – Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants*, Safety Guide, IAEA, NS-G-2.2, IAEA, 2000.
- IAEA NS-G-2.3 – *IAEA Safety Guide - Modifications to Nuclear Power Plants*, International Atomic Energy Agency, Wien, 2001.
- IAEA NSS-13 – *Nuclear Security Series No.13 - Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities*, (INFCIRC/225/Revision 5), International Atomic Energy Agency, Vienna, 2011.
- IAEA NSS-14 – *Nuclear Security Series No. 14 – Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2011.
- IAEA NSS-17 – *Nuclear Security Series No. 17 – Computer Security at Nuclear Facilities*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2011
- IAEA NSS-20 – *Nuclear Security Series No. 20 – Objective and Essential Elements of a State's Nuclear Security Regime*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2013.
- IAEA NSS-23-G – *Nuclear Security Series No. 23-G – Security of Nuclear Information*, Implementing Guide, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2015.
- IAEA SRS-82 – *Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)*, IAEA Safety Report Series No. 82, IAEA, 2015.
- TECDOC-1791 – *Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants*, TECDOC-1791, IAEA, Vienna, 2016.
- TECDOC-1868 – *Nuclear Security Assessment Methodologies for Regulated Facilities*, TECDOC-1868, IAEA, Vienna, 2019.
- WENRA PSR – *Reactor Harmonization Working Group (RHWG) position paper on Periodic Safety Re-views (PSRs) taking into account the lessons learnt from the TEPCO Fukushima Dai-ichi NPP accident*, WENRA, March 2013.
- WENRA SND – *Safety of new NPP designs*, WENRA, 2013.
- WENRA SRL – *Safety Reference Levels for Existing Reactors*, WENRA, 2014.

- WENRA TIRP – Guidance on Article 8a of the EU Nuclear Safety Directive: *Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants*. Report of the Ad hoc group to WENRA, 13 June 2017.
- WENRA WSFS – *Waste and Spent Fuel Storage Safety Reference Levels*, WENRA, version 2.2, 2014.
- ANSI/ANS-51.1 – *Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants*, (Historical standard) American Nuclear Society, Illinois, 1983.
- ANSI/ANS 52.1 – *Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Boiling Water Reactor Plants*, (Historical standard) American Nuclear Society, Illinois, 1983.
- ANSI N18.2 – *Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants*, American Nuclear Society, Illinois, 1973.
- EUR LWR – *European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants*, Revision C, April 2001.
- FIN 717-2013 – Statsrådets förordning om säkerheten vid kärnkraftverk i Finland, utfärdad den 17 oktober 2013, (717/2013).
- REGDOC-2.5.2 – *Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants*, REGDOC-2.5.2, Canadian Nuclear Safety Commission, May 2014.
- NRC GL 96-03 – *Relocation of the Pressure Temperature Limit Curves and Low Temperature Overpressure Protections System Limits*, Generic Letter 96-03, 31 January 1996, US Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Reactor Regulation, Washington, USA.
- ICRP 101 – *Assessing dose of the representative person for the purpose of radiation protection of the public*, ICRP (International Commission on Radiological Protection) Publication 101. Ann. ICRP 36(2), 2006.
- ICRP 108 – *Environmental Protection - the Concept and Use of Reference Animals and Plants*. ICRP (International Commission on Radiological Protection) Publication 108. Ann. ICRP 38 (4-6), 2008.
- ICRP 124 – *Protection of the Environment under Different Exposure Situations*. ICRP (International Commission on Radiological Protection) Publication 124. Ann. ICRP 43(1), 2014.
- ICRP 136 – *Dose coefficients for nonhuman biota environmentally exposed to radiation*. ICRP (International Commission on Radiological Protection) Publication 136. Ann. ICRP 46(2), 2017.
- Metodikhandbok – *Methodology Handbook for realistic analysis of radiological consequences*, T-CKV 2009-050, Rev 1, Vattenfall Power Consultant AB.
- NEA/CNRA – *Challenges in Long-term Operation of Nuclear Power Plants, Implications for Regulatory Bodies*, NEA/CNRA/R(2012)5.
- ONR PSR – *Nuclear Safety Technical Assessment Guide, Periodic Safety Reviews (PSR)*, NS-TAST-GD-050 Revision 6, Office for Nuclear Regulation (ONR), July 2017.



RG 1.70 – Regulatory Guide 1.70, *Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants*, US Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.70, Revision 3, November 1978.

RG 1.183 – *Alternative radiological source terms for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors*, US Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.183, July 2000.

RG 1.206 – *Combined License Applications for Nuclear Power Plants (LWR Edition)*, US Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.206, June 2007.

SRP 15.0 – Standard Review Plan. *Introduction – Transient and Accident Analyses (Section 15.0)*, Revision 3. NUREG-0800. US Nuclear Regulatory Commission, March 2007.

T-boken – *Tillförlitlighetsdata för komponenter i nordiska kraftreaktorer*, Version 8, TUD-kansliet 2015, ISBN 978-91-637-8816-1.

## Kapitel 1. Tillämpningsområde och definitioner

I detta kapitel beskrivs dessa föreskrifters tillämpningsområde, definitioner och förklaringar av centrala begrepp och uttryck vid tillämpning av dessa föreskrifter. Definierade termer är giltiga i hela författningssamlingen från Strålsäkerhetsmyndigheten.

Bestämmelserna i detta kapitel är baserade på äldre bestämmelser i SSMFS 2008:1 och SSMFS 2008:17 och har ensats med bestämmelser i SSMFS 2018:1, SSMFS-K och SSMFS-D.

Utifrån ovanstående bas har bestämmelserna och definitionerna för värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer som anges i detta kapitel utvecklats och förtydligats främst med stöd av IAEA:s SSR-2/1. Även WENRA:s SRL samt andra tillämpliga standarder och guider har beaktats i den utsträckning som framgår till respektive bestämmelse.

I detta kapitel framgår en något mer detaljerad beskrivning av förhållandet mellan föreskrifterna på nivå 2 som berör kärnkraftsreaktorer tillsammans med vissa förklaringar av grundläggande begrepp och uttryck som använts för att formulera ingående bestämmelser och vägledningar. Dessa förklaringar är av stor betydelse för att ge en övergripande förståelse och förutsättningar att formulera och tillämpa den förhållandevis omfattande regelgivningen för kärnkraftsreaktorer.

Kapitlet innehåller bestämmelser inom följande områden, indelat i tre avsnitt:

- tillämpningsområde,
- definitioner, och
- förklaringar av övriga centrala begrepp och uttryck vid tillämpning av dessa föreskrifter.

### 1.1 – Tillämpningsområde

Detta avsnitt innehåller bestämmelser om tillämpningsområde och avgränsningar för föreskrifternas tillämpning.

#### 1 kap. 1 § Tillämpningsområde

**1 §** Dessa föreskrifter innehåller bestämmelser om värdering och redovisning av strålsäkerhet för en kärnkraftsreaktor som tillståndshavaren ska iaktta från det att tillstånd har meddelats enligt lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet och miljöbalken (1998:808) till dess att kärnkraftsreaktorn är permanent avstängd samt allt kärnämne i form av använt kärnbränsle har avlägsnats från reaktorn.

Vissa grundläggande bestämmelser om värdering av strålsäkerhet för en kärnkraftsreaktor finns även i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer.

Föreskrifterna förtydligar i fråga om kärnkraftsreaktorers värdering och redovisning av strålsäkerhet vad som sägs i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2018:1) om grundläggande bestämmelser för tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning, samt förtydligar och kompletterar vad som sägs i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer och i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att klargöra att dessa föreskrifter gäller värdering och redovisning av strålsäkerhet för kärnkraftsreaktorer från det att tillstånd har meddelats för uppförande, innehav och drift enligt kärntekniklagen och för miljöfarlig verksamhet enligt

miljöbalken fram till dess att utvinning av kärnenergi har upphört och inte kommer att återupptas samt allt kärnämne i form av använt kärnbränsle har avlägsnats från reaktorn. Därutöver understryks att det, i enlighet med 10 § kärntekniklagen, är den som har tillstånd för verksamheten som är ålagd att iaktta dessa bestämmelser.

#### **Tillämpning av bestämmelsen**

Med att dessa föreskrifter *innehåller bestämmelser (...)* som tillståndshavaren ska iaktta från det att tillstånd har meddelats enligt lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet och miljöbalken (1998:808) avses att föreskrifterna omfattar den verksamhet som bedrivs inom ramen för det tillstånd som har meddelats med stöd av kärntekniklagen och miljöbalken. De strålkällor i den kärntekniska verksamheten som dessa föreskrifter således avser att reglera är kärnämne samt de strålkällor som uppkommer vid drift av en kärnkraftsreaktor. Inom ramen för sådan verksamhet kan det finnas andra strålkällor men som enligt 1 kap. 3 § om avgränsningar för föreskrifternas tillämpning inte omfattas av föreskrifterna. Exempel på sådana strålkällor är naturligt förekommande strålkällor och strålkällor som är avsedda för exponering.

Med *värdering* avses i dessa föreskrifter såväl ingenjörsmässiga bedömningar som systematiska tillvägagångssätt för att ta reda på något värde, få fram ett resultat eller dylikt. Därmed utgör begreppet både en process och ett resultat. Begreppet värdering motsvarar *assessment* som enligt IAEA:s Safety Glossary definieras som processen och resultatet av att systematiskt analysera och utvärdera riskerna med källor och verksamhet, och tillhörande skydds- och säkerhetsåtgärder. Begreppet *analys* (eng. *analysis*) tillämpas i dessa föreskrifter som en delmängd av *värdering* vilket är i enlighet med tillämpningen i IAEA:s publikationer. I IAEA:s Safety Glossary anges nämligen att ”värdering syftar till att tillhandahålla information som ligger till grund för ett beslut om något är tillfredsställande eller inte. Olika typer av analyser kan användas som verktyg för att göra detta. En värdering kan därför innehålla ett antal analyser.” Begreppet *utvärdering*, som också är en delmängd av värdering, används när värderingen utgör en jämförelse mot önskat eller tidigare tillstånd. Med *värderingar* avses såväl ingenjörsmässiga bedömningar som systematiska tillvägagångssätt för att bekräfta att strålsäkerheten hos en kärnkraftsreaktor upprätthålls.

Med *strålsäkerhet* avses det som definieras i 1 kap. 3 § SSMFS 2018:1 som ”gemensam benämning för strålskydd och säkerhet”. Med strålsäkerhet avses därmed ett tillstånd där arbetstagare, allmänhet och miljön är (tillräckligt) skyddad från skadlig verkan av joniserande strålning, genom tillämpning av åtgärder för säkerhet (enligt kärntekniklagen), inklusive åtgärder för fysiskt skydd och åtgärder för strålskydd (enligt strålskyddslagen). Enligt 4 § 1 och 4 kärntekniklagen ska säkerheten upprätthållas genom att åtgärder vidtas för att förebygga fel i utrustning, felaktigt handlande, sabotage eller annat som kan leda till en radiologisk nödsituation samt begränsa och fördröja utsläpp av radioaktiva ämnen om en nödsituation ändå inträffar, såväl som att förhindra olovlig befattning med kärnämne eller kärnavfall. Det som framgår av 4 § 2 och 3 samma lag om att förhindra tidiga och stora utsläpp av radioaktiva ämnen i samband med en radiologisk nödsituation kan ses som kriterier för hur det mål som anges i första punkten ska uppnås. Motsvarande reglering om åtgärder för att upprätthålla skydd av människor och miljön mot joniserande strålning finns i 3 kap. 10 § strålskyddslagen. Strålsäkerhetsbegreppet används i dessa föreskrifter när åtgärder som avser såväl strålskydd som säkerhet kan vara aktuella, även om det kan vara svårt att ange exakt vilka åtgärder som går att knyta till respektive begrepp. Åtgärderna framgår av respektive bestämmelse i föreskrifterna. Om det är uppenbart att det som avses endast är åtgärder som är förknippade med antingen strålskydd eller säkerhet, används endera begreppet i föreskrifterna. Den naturliga följden blir att krav på strålsäkerhetsåtgärder eller mål som knyts till strålsäkerhet används i de fall där åtgärderna har eller kan ha såväl strålskydds- som säkerhetsdimensioner och där det, som anges ovan, framgår av respektive krav vilka åtgärder som kravet omfattar. Detta gäller oavsett om

kravet avser strålsäkerhetsaspekter eller kan knytas direkt till säkerhet eller strålskydd. Eftersom de övergripande målen för strålsäkerhet respektive nukleär icke-spridning skiljer sig väsentligt åt har nukleär icke-spridning separerats från strålsäkerhetsbegreppet. I de fall en enskild bestämmelse även omfattar icke-spridningsaspekter anges det.

Med *kärnkraftsreaktor* avses i dessa föreskrifter en anläggning för utvinning av kärnenergi, enligt 2 § 1 a kärntekniklagen. I dessa föreskrifter avses vidare med begreppet kärnkraftsreaktor den kompletta anläggning, inklusive det kärnämne och de strålkällor i enlighet med denna bestämmelse och den avgränsning som anges i 1 kap. 3 §, som behövs för utvinning av kärnenergi, inklusive samtliga områden, utrymmen, strukturer, system och komponenter samt manuella uppgifter och organisatoriska förutsättningar som behövs för hantering av kärnämne och kärnavfall. Kärntekniska anläggningar som inte syftar till utvinning av kärnenergi omfattas således inte av dessa föreskrifter. Definitionerna av kärnämne och kärnavfall finns i 2 § 2 och 3 kärntekniklagen. Den förkortade versionen *reaktor* används i stycken och bestämmelser efter att det fullständiga ordet kärnkraftsreaktor har introducerats. I de fall endast specifika delar av en anläggning avses, t.ex. reaktorhärden, används sådana mer specifika begrepp. Se även 1 kap. 2 § om vad som avses med *befintlig* och *ny kärnkraftsreaktor*.

Med *kärnämne* avses i dessa föreskrifter den övergripande definitionen vilken, enligt 2 § 2 kärntekniklagen, inkluderar kärnbränsle och använt kärnbränsle som inte har placerats i slutförvar. Om det istället är den hanterbara komponenten med kärnbränslestavar som avses, används begreppet *kärnbränslepatron*.

Med *från det att tillstånd har meddelats enligt kärntekniklagen och miljöbalken* i första stycket avses den tidpunkt i en kärnkraftsreaktors livscykel från vilken föreskrifterna är tillämpliga. Ombyggnader eller andra ändringar i befintliga anläggningar ryms i de flesta fall inom ett redan givet tillstånd. Att ersätta en befintlig kärnkraftsreaktor med en ny kräver däremot nya tillstånd. Konstruktion av en ny kärnkraftsreaktor är en komplex och tidskrävande process. Vanligen finns inte detaljerade konstruktionsunderlag framtagna vid ansökningstillfället utan omfattning och detaljeringsgrad kan variera beroende på val av reaktortyp och om det är helt nya och oprövade lösningar eller beprövade lösningar som är aktuella. Ett sådant tillstånd baseras på konceptuella lösningar där beredande och beslutfattande myndigheter har bedömt att sökanden har förutsättningar att uppföra, inneha och driva en kärnkraftsreaktor så att gällande författningskrav på strålsäkerhet uppfylls. Efterföljande granskningsprocess inom ramen för en gängse stegvis prövning, innebär att den valda konstruktionslösningen kommer att bli föremål för en omfattande granskning genom ett mer detaljerat underlag även efter att tillstånd har lämnats. Det är i det skedet som föreskrifterna blir tillämpliga. För kärnbränsle och kärnavfall gäller föreskrifterna i den mån tillståndshavaren innehar dessa och därmed kan förfoga över dem. Den stegvisa prövningen genomförs i enlighet med Strålsäkerhetsmyndighetens interna styrdokument om "Beredning av tillstånd och tillståndsvillkor gällande kärntekniska anläggningar och andra komplexa anläggningar där strålning används" (STYR2011-131).

Med *till dess att kärnkraftsreaktorn är permanent avstängd samt allt kärnämne i form av använt kärnbränsle har avlägsnats från reaktorn* i första stycket avses den tidpunkt i en kärnkraftsreaktors livscykel då tillämpligheten för dessa föreskrifter upphör. Enligt 2 § 4 kärntekniklagen avses med *permanent avstängd kärnkraftsreaktor* en kärnkraftsreaktor där verksamheten med elproduktion har upphört och inte kommer att återupptas. Den nu aktuella bestämmelsen innebär att dessa föreskrifter även gäller för de åtgärder som behöver vidtas efter att en reaktor permanent har stängts av så länge som kärnämne i form av kärnbränsle finns kvar i anläggningen. Tidpunkten för när ansvaret övergår till en annan tillståndshavare som blir ansvarig för den vidare hanteringen av detta kärnämne och därmed omfattas av ett annat regelverk, antingen på grund av att verksamheten för utvinning av kärnenergi upphör eller att ansvar för kärnämnet övergår till en annan tillståndshavare under den pågående verksamheten vid en kärnkraftsreaktor, kan illustreras med följande

exempel. Vid transport till det fartyg som ska föra t.ex. använt kärnbränsle från Forsmarks respektive Ringhals kärnkraftsreaktorer till det centrala mellanlagret för använt kärnbränsle (Clab) för förvaring, sker ansvarsövertagande när kärnbränslet säkert har förts ombord på fartyget. Fr.o.m. den tidpunkten är det inte längre tillståndshavaren till respektive kärnkraftsreaktor som är ansvarig utan Svensk Kärnbränslehantering (SKB), i egenskap av tillståndshavare enligt kärntekniklagen. SKB:s ansvar kvarstår även om det skulle ske en omlastning och begränsade delar av transporten på väg till Clab utförs inom det tillträdesbegränsade området som tillhör OKG Aktiebolag (OKG). Om det bränsle som hanteras tillhör OKG och förflyttningen sker inom den gemensamma förläggingsplatsen för OKG och Clab, sker ansvarsövertagandet när bränslet har passerat OKG:s yttre grind.

Med att *vissa grundläggande bestämmelser finns även i SSMFS-K* i andra stycket avses att i 2 kap. SSMFS-K anges ett gemensamt ramverk för SSMFS-K, SSMFS-A och SSMFS-D genom bestämmelser om övergripande mål och principer som gäller för såväl konstruktion, värdering som drift av kärnkraftsreaktorer.

Med *konstruktion av kärnkraftsreaktorer* enligt andra stycket avses både det arbete som behöver göras för att ta fram underlag för tillverkning och byggnation eller installation, såväl som hur reaktorn ska vara konstruerad. Detta innebär att begreppet konstruktion används både för att beskriva processen och resultatet av att utveckla ett koncept och detaljerade underlag så som ritningar, stödberäkningar och specifikationer för en reaktor och dess delar. Med process avses vidare de samverkande eller varandra påverkande aktiviteter som omformar ovanstående specifikationer till implementerade och utprovade lösningar för en reaktor, så att dessa kan tas i drift. Denna process omnämns i dessa föreskrifter som *konstruktionsarbete*, vilket därmed är mer vittgående än vad som förekommer i många andra sammanhang. Konstruktionsarbetet omfattar identifiering, analys och precisering av vald konstruktionslösning, såväl som de prov och utvärderingar som behöver göras med syfte att bekräfta att konstruktionslösningen har förutsättningar att uppfylla gällande författningskrav på strålsäkerhet. Vid konstruktionsarbetet specificeras också underlag för det underhåll, funktionsprovning och återkommande kontroll som genomförs under drift för att säkerställa att kraven på reaktorns konstruktion upprätthålls över tid. Begreppet *uppförande* används inte i dessa föreskrifter, eftersom många av de åtgärder som sorterar under uppförande ligger inom ramen för konstruktionsarbetet.

Med *drift av kärnkraftsreaktorer* enligt andra stycket avses all den kärntekniska verksamhet som bedrivs vid en kärnkraftsreaktor i syfte att åstadkomma det för vilket anläggningen har konstruerats. Begreppet drift, är således knutet till begreppet *operation* i IAEA:s Safety Glossary. För kärnkraftsreaktorer inbegriper begreppet drift såväl övergripande ledning och styrning som aktiviteter för t.ex. operativ drift, underhåll, bränslebyte, funktionsprovning, skydd av arbetstagare mot exponering för joniserande strålning, fysiskt skydd, miljöövervakning, krisberedskap och hantering av radiologiska nödsituationer samt hantering av radioaktivt avfall. Drift av en kärnkraftsreaktor är inte enbart knutet till produktionsdrift utan pågår från och med provdrift till och med dess att allt kärnämne i form av använt kärnbränsle har avlägsnats från reaktorn. Fortsatta aktiviteter inför och genomförande av avveckling av reaktorn regleras inte av dessa föreskrifter.

Med tredje stycket avses att påvisa dessa föreskrifters förhållande till övriga närliggande delar av Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling. Med att föreskrifterna *preciserar, för tillämpning på kärnkraftsreaktorer, vad som sägs om konstruktion och värdering i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2018:1) om grundläggande bestämmelser för tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning*, avses att dessa föreskrifter förtydligar och preciserar bestämmelser på "nivå 1" i Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling. Detta görs i den mån det finns mer specifika krav på hur de grundläggande och för alla verksamheter med joniserande strålning generellt angivna bestämmelser ska tillämpas för kärnkraftsreaktorer, anpassat till de

sakfrågor som respektive bestämmelser avser. Detta innebär att kravuppfyllnad med tillämpning för dessa sakfrågor endast påvisas gentemot den preciserade bestämmelsen, i förhållande till de avgränsningar som denna anger. För ytterligare förklaringar, se avsnitt om Strålsäkerhetsmyndighetens författningsstruktur, innebörd och kopplingar mellan olika delar av författningssamlingen i den allmänna inledningen till dessa föreskrifter.

Med att föreskrifterna *kompletterar vad som sägs i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer och i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer* avses att dessa tre föreskrifter tillsammans omfattar den samlade regelgivningen för kärnkraftsreaktorer på ”nivå 2” i Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling. Det innebär att, även om bestämmelserna har fördelats i tre olika föreskrifter finns det i många fall beroenden och förtydliganden såväl inom som mellan föreskrifterna. För att få en helhetsbild av den samlade regelgivningen kan det därför underlätta att ha läst och förstått alla tre föreskrifter. Hur specifika bestämmelser anknyter till varandra framgår av sammanhanget, vägledningstexter och hänvisningar. En mer övergripande beskrivning av föreskrifternas uppbyggnad ges i 1 kap. om Förklaring av centrala begrepp och uttryck vid tillämpning av dessa föreskrifter.

### 1 kap. 2 § Befintlig och ny kärnkraftsreaktor

**2 §** Vid tillämpning av dessa föreskrifter avses med befintlig kärnkraftsreaktor en reaktor som har meddelats tillstånd innan dessa föreskrifter trädde i kraft och med ny kärnkraftsreaktor en reaktor som har meddelats tillstånd därefter.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga vad som avses med befintlig respektive ny kärnkraftsreaktor.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *innan dessa föreskrifter trädde i kraft* avses det ursprungliga datumet för dessa föreskrifters ikraftträdande, även i de fall ändringar görs genom ändringsföreskrifter.

Uttrycken *befintlig kärnkraftsreaktor* och *ny kärnkraftsreaktor* tillämpas inom dessa föreskrifter i de fall där Strålsäkerhetsmyndigheten sett behov att särskilja krav om olika åtgärder eller förväntningar på reaktorers konstruktion. I övrigt formuleras bestämmelser som allmänt gällande handlingsregler som är tillämpliga för befintliga och nya kärnkraftsreaktorer, såväl som i de fall ändringar genomförs i reaktorernas konstruktion eller drift. I den mån Strålsäkerhetsmyndigheten sett behov att medge en viss flexibilitet i hur bestämmelserna i dessa föreskrifter ska tillämpas framgår det i bestämmelser med uttrycket *så långt som det är möjligt och rimligt*. Ytterligare förklaringar och bakgrund till användningen av detta uttryck i bestämmelser ges i 1 kap. om förklaring av centrala begrepp och uttryck vid tillämpning av dessa föreskrifter.

### 1 kap. 3 § Avgränsningar för föreskrifternas tillämpning

**3 §** Föreskrifterna gäller inte för

1. strålkällor som är avsedda för exponering,
2. kärnämne som inte omfattas av kärnämneskontroll enligt Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2008:3) om kontroll av kärnämne m.m., eller
3. andra typer av kärnkraftsreaktorer än lättvattenreaktor.

## Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange avgränsningar för föreskrifternas tillämpningsområde.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses att förtydliga att strålkällor som är avsedda för exponering och som har tillstånd enligt lagen (2018:396) om strålskydd inte omfattas av dessa föreskrifter. För sådana strålkällor gäller istället bl.a. specifika delar av SSMFS 2018:1.

Med punkt 2 avses att förtydliga att kärnämne som tillhör kategori 1–4 enligt bilaga 3 SSMFS 2018:1 med avseende på kärnämne utöver det som omfattas av kärnämneskontroll enligt SSMFS 2008:3 inte omfattas av dessa föreskrifter. Detta medför exempelvis att de bestämmelser som avser åtgärder för att förhindra olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen tillämpas enligt denna avgränsning.

Med punkt 3 avses att dessa föreskrifter endast gäller för den typ av kärnkraftsreaktorer som använder lättvatten, dvs. vanligt vatten, som kylmedel och moderator. Tryckvattenreaktorer och kokvattenreaktorer är av lättvattentyp.

## 1.2 – Definitioner

### 1 kap. 4 § Definitioner

**4 §** Ord och uttryck som används i dessa föreskrifter har samma betydelse som i strålskyddslagen (2018:396), lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet och miljöbalken (1998:808) samt Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2018:1) om grundläggande bestämmelser för tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning, Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer och Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer.

I föreskrifterna avses med

Term 1	Definition
<i>strålsäkerhetsdemonstration:</i>	Sammanhållen och strukturerad bevisföring för att en ändring uppfyller tillämpliga krav på strålsäkerhet som är relevanta i förhållande till en anläggnings konstruktion, redovisning och drift.

### Tillämpning av termen

Definitionen anger ett samlat begrepp för att på ett systematiskt sätt värdera och redovisa ändringar av en konstruktion, redovisning eller drift avseende dess betydelse för strålsäkerheten.

Med *en sammanhållen och strukturerad bevisföring* avses att strålsäkerhetsdemonstrationen utgör ett sammanfattande dokument, där såväl de aktiviteter som genomförs under arbetet med att ta fram en lösning för en ändring i en kärnkraftsreaktors konstruktion, redovisning eller drift, som resultatet av de genomförda aktiviteterna beskrivs i den mån de används som del av argument och belägg för att kraven på strålsäkerhet uppfylls. Tillsammans ger detta det underlag som behövs för att bygga upp motiv och argument som visar hur kraven på strålsäkerhet uppfylls för den föreslagna lösningen.

Vad som avses med en *ändring* framgår av 2 kap. 8–9 §§ SSMFS-D där det bl.a. framgår att ändringar även omfattar nyinstallationer och ny- eller ombyggnationer, såväl som nya kärnkraftsreaktorer.

Med att strålsäkerhetsdemonstration avser *en konstruktion, redovisning och drift*, avses att strålsäkerhetsdemonstrationen för en ändring beaktar såväl konstruktions- som verksamhetsaspekter, dvs. hur dessa påverkar varandra och de tillhörande strålsäkerhetsaspekter som är relevanta för den specifika ändringen. Strålsäkerhetsdemonstrationen innehåller exempelvis även belägg för att en konstruktion och verksamhet uppfyller författningskraven på strålsäkerhet, så väl i sig själv, som i dess avsedda tillämpning.

Med *relevanta i förhållande till* avses att beakta det sammanhang (exempelvis relevanta miljöförhållanden, och relaterat till omgivande strukturer, system och komponenter) såväl som den del av verksamheten i vilken konstruktionen, organisationen eller driftsättet etc. ska användas.

### **Bakgrund och överväganden**

Definitionen har inte funnits i tidigare föreskrifter, utan är framtagen baserat på flera internationellt etablerade begrepp.

I IAEA:s Safety Glossary finns en definition av begreppet *safety case* som lyder ”*a collection of arguments and evidence in support of the safety of a facility or activity*”. IAEA beskriver vidare att: ”*This will normally include findings of a safety assessment and a statement of confidence in these findings*”.

Vidare definierar IAEA *safety assessment* som ”*the systematic process that is carried out throughout the design process to ensure that all the relevant safety requirements are met by the proposed (or actual) design. Safety assessment includes, but is not limited to, the formal safety analysis*”.

IAEA:s NS-G-2.3 har tagits fram med syfte att ange rekommendationer för de styrande och kontrollerande aktiviteter som behövs vid ändringar i kärnkraftsreaktorer med syfte att minska risken och säkerställa kärnkraftsreaktorns konfiguration i samband med ändringar och överensstämmer med de förutsättningar och villkor som utgjort grund för tillstånd för den kärntekniska verksamheten. Guiden omfattar alla typer av ändringar. I guiden används begreppet *safety assessment* för de aktiviteter som ska genomföras med syfte att värdera strålsäkerheten för kärnkraftsreaktor med anledning av en planerad ändring. I dessa föreskrifter avses därmed att begreppet strålsäkerhetsdemonstration, för varje ändring, omfattar både *safety case* och *safety assessment* enligt IAEA:s nomenklatur, genom att strålsäkerhetsdemonstration omfattar ”argument, motiv och belägg för att författningskraven på strålsäkerhet uppfylls”.

Det land som har längst tradition av att tillämpa begreppet *safety case* är Storbritannien. I UK Defence Standard 00-56 för det brittiska försvaret anges t.ex. följande definition: ”*A safety case is a structured argument, supported by a body of evidence, that provides a compelling, comprehensive and valid case that a system is safe for a given application in a given operating environment*”.

Denna definition av strålsäkerhetsdemonstration avser dock inte att peka ut en specifik metod för hur detta ska gå till, eller att en strålsäkerhetsdemonstration ska tas fram för att visa att alla författningskrav på strålsäkerhet uppfylls. Definitionen anger i stället att begreppet omfattar motiv, argument och belägg för hur en ändring, i enlighet med vad som avses i 2 kap. 8–9 §§ SSMFS-D, uppfyller författningskraven på strålsäkerhet. Med detta kan förstås att både de aktiviteter som genomförs under arbetet med att ta fram en föreslagen lösning, aktiviteternas samverkan eller påverkan på varandra samt utfallet av dessa aktiviteter kan användas som grund för att motivera, argumentera och ge belägg för att den föreslagna lösningen uppfyller författningskraven på strålsäkerhet.



### 1.3 – Förklaring av övriga centrala begrepp och uttryck

I detta avsnitt ges en kort beskrivning av vissa, ej formellt definierade, begrepp och uttryck som är centrala för förståelse och tillämpning av dessa föreskrifter, såväl som de definitioner som tillämpas i föreskrifterna för kärnkraftsreaktorer men som även är formellt gällande i hela författningssamlingen från Strålsäkerhetsmyndigheten.

Gemensamt för föreskrifterna om konstruktion, värdering och redovisning samt drift av kärnkraftsreaktorer är att de begrepp och uttryck som används i regelgivningen har genomgått en större revidering och till vissa delar omarbetning. Denna revidering har ansetts nödvändig för att kunna genomföra den samlade reglering av olika sakfrågor och aspekter som har betydelse för strålsäkerheten och ingår i föreskrifternas bestämmelser. Dessa förändringar i begrepp medför även att alla delar av verksamheten på ett tydligare sätt ingår. De språkliga förändringarna är inte gjorda med syfte att principiellt ändra på kravbilderna för kärnkraftsreaktorer, utan för att få ett tydligare, mer stringent språkbruk som inkluderar all tillståndspliktig verksamhet med joniserande strålning som ingår i en kärnkraftsreaktor, enligt 1 kap. 1 § om tillämpningsområde.

Med *strålkällor* avses i dessa föreskrifter alla strålkällor som har potential att påverka exponering av arbetstagare, allmänhet eller miljön för joniserande strålning, förutom strålkällor som är avsedda för exponering i enlighet med den avgränsning som anges i 1 kap. 1 och 2 §§ om tillämpningsområde. Strålkällor kan förändras, förflyttas eller uppstå på nya ställen under drift av en kärnkraftsreaktor. Den identifiering och värdering av *händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* (se ytterligare förklaring nedan) som ska göras enligt 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 medför ett behov av kunskap om vilka strålkällor som förekommer eller kan uppstå i den aktuella verksamheten. Exempel på relevanta strålkällor i en kärnkraftsreaktor vilka har potential att leda till skadlig verkan av joniserande strålning för arbetstagare, allmänhet och miljön är t.ex. kärnbränslepatroner i reaktorhård och bränslebassäng, kontaminerade strukturer, system och komponenter som innehåller kontaminerat media, bestrålade kärnbränslepatroner eller neutronaktiverat material såsom kylmedel och radioaktivt avfall. Bestämmelserna i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter för kärnkraftsreaktorer är, som grundregel, inte riktade till specifika strålkällor. Bestämmelserna är istället riktade till händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten. En identifiering av händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten genomförs med hänsyn till de strålkällor som hanteras i verksamheten (i enlighet med dessa föreskrifters tillämpningsområde). Baserat på de händelser och förhållanden som har identifierats vidtas sedan de åtgärder som krävs i konstruktion, värdering och drift av kärnkraftsreaktorn.

Uttrycket *händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* förklaras i vägledning till 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 och används genomgående i föreskrifterna för att innefatta alla omständigheter, händelseförlopp, faktorer eller annat som kan påverka exponering av arbetstagare, allmänhet eller miljön för joniserande strålning. Händelser och förhållanden avser såväl specifika skeenden avgränsade till en tidpunkt eller en tidsperiod som sådant som kan påverka strålsäkerheten över tid. Ett förhållande kan efter en händelse med tillhörande händelseförlopp leda fram till ett nytt förhållande. Uttrycket innefattar därmed såväl normala förhållanden i verksamheten som situationer med stora skador på strålkällor och medföljande utsläpp av radioaktiva ämnen till kärnkraftsreaktors omgivning. Begrepp och uttryck som tillämpas i motsvarande syfte i t.ex. IAEA:s Safety Glossary är *event, circumstance, initiating event, plant state, incident, situation, scenario, operational occurrence och accident*. I NSS-13 tillämpas exempelvis *security event, sabotage scenario*. Alla *händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* ses i dessa föreskrifter som principiellt likvärdiga i den meningen att en acceptabel hantering alltid innebär att skyddet av arbetstagare, allmänhet och miljön mot skadlig verkan av strålning är tillräcklig. I föreskrifterna (SSMFS-K, -A och -D) delas dessa

händelser och förhållanden in i två undergrupper, *antagna* respektive *inträffade* händelser och förhållanden. *Antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* är sådana som teoretiskt sett skulle kunna inträffa. Dessa används som grund för konstruktion, värdering av reaktorns strålsäkerhet och planering av dess drift. *Inträffade händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* är sådana som råder eller faktiskt inträffar och uppdragas under drift. Dessa leder vanligtvis till åtgärder för t.ex. hantering, erfarenhetsåterföring och rapportering.

*Antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* omfattar såväl händelser och förhållanden som kan leda till exponering av allmänhet och miljön för joniserande strålning, som händelser och förhållanden som endast kan leda till exponering av arbetstagare för joniserande strålning. Även händelser och förhållanden som kan leda till att strålkällor, kärnämne eller andra radioaktiva ämnen olovligt bortförs från tillståndshavarens kontroll avses. I föreskrifterna för kärnkraftsreaktorer ligger alla dessa *antagna händelser och förhållanden* till grund för konstruktion och därmed den planerade driften av reaktorn, men det är endast antagna händelser och förhållanden som kan leda till skadlig verkan av joniserande strålning för allmänhet och miljön samt antagna händelser och förhållanden som kan leda till olovlig bortförel av strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen som ska ha värderats enligt avgränsningar för bestämmelser om sådana värderingar i SSMFS-A. Det beaktande och den värdering av *antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* som enligt bestämmelser i SSMFS-K och SSMFS-A ska göras i relation till kärnkraftsreaktors strålkällor, utgör en grund för de åtgärder som krävs för att uppnå ett tillräckligt skydd av arbetstagare, allmänhet och miljön mot skadlig verkan av joniserande strålning.

Uttrycket *vid händelser och förhållanden i händelseklass HX–HY* används i föreskrifterna för kärnkraftsreaktorer för att peka på ett urval av de *antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* och som har identifierats och delats in i händelseklasser utifrån uppskattad inträffandefrekvens. Händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5 avser alla typer av händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten. Händelseklasser används därmed genomgående i föreskrifterna för att tydliggöra tillämpningen av bestämmelser som implementerar föreskrifternas grundprinciper om djupförsvaret, balanserad riskprofil samt om att så långt som det är möjligt och rimligt begränsa exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön för joniserande strålning.

I bestämmelser i SSMFS-K tillämpas uttrycket *vid händelser och förhållanden i händelseklass HX–HY* alltid tillsammans med någon form av avgränsande uttryck, vanligen med syfte att ange en avgränsning av vilka strukturer, system och komponenter, manuella uppgifter etc. som omfattas av ett krav. Bestämmelser i SSMFS-K är i många fall avgränsade i förhållande till de funktioner som anges i 3 kap. 2 § dvs. att kärnkraftsreaktorn ska vara konstruerad så att reaktivitet hos kärnämne kan kontrolleras, värme kan föras bort från radioaktiva material, radioaktiva ämnen kan inneslutas och avskärmade, utsläpp av radioaktiva ämnen kan begränsas och kontrolleras, samt att olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen kan förhindras. Syftet med detta sätt att utforma bestämmelser är att regelgivningen ska vara teknikneutral baserat på de specifika händelser och förhållanden som har identifierats och bedömts vara relevanta som grund för en viss kärnkraftsreaktors konstruktion. Exempelvis används avgränsningen med händelseklasser för att peka på de miljöbetingelser, belastningar och andra effekter som händelser eller förhållanden i de angivna händelseklasserna kan ge upphov till och som konstruktionen ska ha dimensionerats för. Händelseklasser används inte när bestämmelserna är mycket preskriptiva, t.ex. för att ange krav på en specifik typ av teknisk lösning (t.ex. stängsel) eller förmåga (t.ex. en brandcells förmåga att motstå de bränder som kan uppkomma i brandcellen).

I bestämmelser i SSMFS-A tillämpas uttrycket *vid händelser och förhållanden i händelseklass HX–HY* för att ange avgränsning för vilka värderingar som ska finnas för att påvisa en kärnkraftsreaktors strålsäkerhet. Dessutom används uttrycket för att ange hur och i vilken utsträckning värderingar av händelser och förhållanden i olika händelseklasser behöver ta hänsyn till olika förutsättningar. Dessa avgränsningar tillämpas exempelvis för att ange avgränsning för värdering av påverkan på tillgodoräknade strukturer, system och komponenter och värdering av frigörelse eller spridning av radioaktiva ämnen. Vilka förutsättningar som gäller för olika typer av värderingar anges i relation till denna avgränsning, exempelvis avseende beaktande av osäkerheter eller andra förutsättningar, ansättande av enkelfel eller beaktande av olika väderfall. Detta innebär att avgränsningen för vad som ska ha värderats med deterministiska metoder och tillhörande förutsättningar kan ges en snävare avgränsning än vad som i allmänhet ska ha beaktats i kärnkraftsreaktorns konstruktion. Vid ändringar i befintliga kärnkraftsreaktorer och vid uppförandet av nya sådana tas den sammantagna argumentationen fram under konstruktionsarbetet och dokumenteras i en *strålsäkerhetsdemonstration* (se definition i 1 kap. 4 §). Till den samlade argumentationen hör belegg för att den faktiska konstruktionen uppfyller författningskraven på strålsäkerhet. Vidare innehåller en strålsäkerhetsdemonstration argument för t.ex. vald tillämpning av redundans eller vilka åtgärder som har vidtagits för att begränsa exponering av arbetstagare för joniserande strålning.

I bestämmelser i SSMFS-D tillämpas uttrycket *vid händelser och förhållanden i händelseklass HX–HY* för att i vissa fall avgränsa vilka strukturer, system och komponenter, eller manuella uppgifter som omfattas av bestämmelserna. Händelseklasser används också för att i vissa bestämmelser ange avgränsning för vilka rutiner som ska finnas framtagna. I övrigt tillämpas inte avgränsning med händelseklasser, eftersom en stor del av verksamheten innebär att förebygga att oönskade händelser och förhållanden inträffar samt att hantera inträffade händelser och förhållanden.

Med *funktioner* avses i dessa föreskrifter i allmänhet sådana funktioner som har betydelse för strålsäkerheten. Exempel på detta kan vara en värmeväxlares funktion att föra över värme från varma till kalla sidan i en kylkedja, förmågan hos ett stängsel i skalskyddet att hantera antagonistiska händelser och förhållanden eller den manuella uppgiften att från det centrala kontrollrummet utlösa ett reaktorsnabbstopp. Begreppet omfattar även funktioner som, om de inte fullgörs, riskerar fullgörandet av andra funktioner. För exempel på sådana funktioner, se förklaring av uttrycket i avsnitt 1.3 SSMFS-K.

Med *kriterier för de grundläggande funktionerna* avses i dessa föreskrifter en kvalitativ beskrivning av maximalt tillåtna konsekvenser för arbetstagare, allmänhet och miljön som följd av händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5. Dessa kriterier ska fungera som styrande för en anläggnings konstruktion och utgör med andra ord vad ett fullgörande av de grundläggande funktionerna som minst innebär. Sådana kriterier för en kärnkraftsreaktors konstruktion anges för respektive händelseklass i bilaga 2 SSMFS-K som gäller befintliga kärnkraftsreaktorer eller bilaga 3 SSMFS-K som gäller nya kärnkraftsreaktorer.

Med *acceptanskriterier vid värderingar* avses i dessa föreskrifter de specificerade numeriska värden vilka ska innehållas vid värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5. Sådana acceptanskriterier representerar en högsta nivå som kan ses som en acceptabel konsekvens av en händelse eller ett förhållande ur någon aspekt, exempelvis stråldos till person i allmänheten eller händelsens påverkan på en struktur som tillgodoräknas i värderingen. I vissa fall anger Strålsäkerhetsmyndigheten typ och värde av acceptanskriterium, se bilaga 2 SSMFS-A. I andra fall ska de acceptanskriterier som tillämpas i värderingarna vara motiverade, underbyggda och baserade på de kvalitativa kriterier för de grundläggande funktionerna som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K. De sammantagna acceptanskriterier som tillämpas vid värdering av en kärnkraftsreaktors

förmåga att fullgöra de grundläggande funktioner som anges i 4 kap. 2 § SSMFS-K används således för att påvisa att angivna kriterier enligt bilaga 2 och 3 till SSMFS-K uppfylls.

Uttrycket *organisatoriska förutsättningar* används löpande i föreskrifterna och avser de förutsättningar som organisationen vid kärnkraftsreaktorn ger och som kan påverka människans prestation vid utförande av manuella uppgifter. Sådana förutsättningar kan exempelvis utgöras av stöd i konstruktion, ledning och styrning, såväl som bemanning och kompetens inklusive utbildningsinsatser. Med ledning och styrning avses i detta sammanhang nödvändiga administrativa underlag och styrande dokument, såväl underhålls- och provprogram som specifika rutiner inom drift och underhåll. Ytterligare exempel på organisatoriska förutsättningar är fördelning av ansvar och befogenheter, fördelning av uppgifter mellan olika delar av organisationen och mellan olika roller, samt ledning och styrning för hur dessa arbetsuppgifter ska utföras, enligt bestämmelser i 3 kap. SSMFS 2018:1 om organisation, ledning och styrning av verksamheten.

Uttrycket *så långt som det är möjligt och rimligt* medger en viss flexibilitet i hur bestämmelserna i dessa föreskrifter ska tillämpas. Detta kan variera beroende på t.ex. olika typer och generationer av befintliga kärnkraftsreaktorer eller eventuella nya kärnkraftsreaktorer. Föreskrifterna bygger till stor del på aktuella standarder och andra dokument från IAEA och WENRA, vilka kan skilja från äldre standarder och vägledningsdokument som har tillämpats vid befintliga kärnkraftsreaktorer. Föreskrifterna har i stor utsträckning också karaktär av funktionsinriktade krav i stället för mer detaljerade krav som anger lösningar i olika avseenden. I flera bestämmelser finns därför uttryckssättet *så långt som det är möjligt och rimligt*, för att visa att tillämpning av bestämmelserna medger en viss flexibilitet. Formuleringen syftar till att påvisa ett möjligt behov av en avvägning mellan nyttan för strålsäkerheten av att tillämpa en bestämmelse fullt ut, å ena sidan, och de kostnader och andra faktorer som är förknippade med olika åtgärder å den andra sidan. Formuleringen används också i de fall Strålsäkerhetsmyndigheten vill tydliggöra att det inte är rimligt att innebörden av en bestämmelse genomförs i sin helhet för kärnkraftsreaktorn och dess tillhörande verksamhet med beaktande av de avgränsningar som anges i bestämmelsen. Vad som anses vara ”möjligt och rimligt” kan dock förändras över tid till följd av t.ex. nya vetenskapliga rön eller teknisk utveckling, vilket också följer av bestämmelserna om optimering enligt 3 kap. 5 § strålskyddslagen och bestämmelserna om fortlöpande värdering m.m. enligt 10 § 1 och 10 a § kärntekniklagen.

I vägledningstexter till bestämmelser som innehåller uttrycket *så långt som det är möjligt och rimligt* ges därför förklaringar om närmare innebörd och tillämpning av bestämmelserna. I de enskilda fall då dessa förklaringar inte ger ett tillräckligt stöd kan avvägningar och bedömningar behöva göras för att komma fram till hur tillämpningen bör vara. I de avvägningar som görs för att komma fram till vad som är möjligt och rimligt i ett enskilt fall kan det ingå att bedöma betydelsen för strålsäkerheten av att innebörden av en bestämmelse inte efterlevs fullt ut, behov av att genomföra åtgärder och om nyttan för strålsäkerheten står i rimlig proportion till omfattningen av de åtgärder som är möjliga att genomföra. Även tids- och kostnadsaspekter kan behöva beaktas. I sådana avvägningar är det viktigt att se till nyttan för kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet i sin helhet och inte enbart den del av reaktorn som i aktuellt fall berörs av en bestämmelse.

## Kapitel 2. Identifiering av antagna händelser och förhållanden samt indelning i händelseklasser

Bestämmelserna i detta kapitel är i huvudsak baserade på äldre bestämmelser i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter SSMFS 2008:1 och SSMFS 2008:17. Bestämmelserna har ensats med bestämmelser i SSMFS 2018:1, SSMFS-K och SSMFS-D. Vidare har bestämmelserna utvecklats och förtydligats med stöd av IAEA:s GSR Part 7, IAEA:s SSR-2/1, IAEA:s SSG-2 och WENRA:s SRL.

Bestämmelserna kompletterar 4 kap. 1 § SSMFS-K som innehåller ett förtydligande, utifrån konstruktionsperspektiv, av kravet i 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 på att antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ska identifieras och indelas i händelseklasser. Kompletteringen i detta kapitel sker genom att förtydliga hur identifieringen går till samt hur händelser och förhållanden ska indelas i händelseklasser. I kapitlet ingår även krav på hur scenarier för radiologiska nödsituationer specificeras.

Som framgår av 4 kap. 1 § första stycket SSMFS-K och i 1 kap. om förklaring av centrala begrepp och uttryck avses med antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten sådana som direkt eller indirekt *antas* ha potential att negativt påverka exponering av arbetstagare, allmänhet eller miljön för joniserande strålning eller antas ha potential att leda till olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen. Dessa är sådana som teoretiskt sett skulle kunna inträffa och används som grund för kärnkraftsreaktors konstruktion, värdering av dess strålsäkerhet och planering av dess drift i syfte att säkerställa en tillräcklig strålsäkerhet.

Kapitlet innehåller bestämmelser inom följande områden, indelat i tre avsnitt:

- förutsättningar vid identifiering och händelseklassning,
- händelseklass H1-H6, och
- scenarier för radiologiska nödsituationer.

### 2.1 – Förutsättningar vid identifiering och händelseklassning

Detta avsnitt innehåller bestämmelser om förutsättningar som ska gälla för identifiering av händelser och förhållanden samt indelning av dessa i olika händelseklasser. Bestämmelserna tar avstamp i 4 kap. 1 § SSMFS-K där det ställs krav på att händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ska vara identifierade beaktat de kategorier som framgår av bilaga 1 till SSMFS-K samt krav på att dessa händelser och förhållanden ska indelas i händelseklasser.

#### 2 kap. 1 § Identifiering av händelser och förhållanden samt kombinationer

**1 §** Identifieringen av händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten som avses i 4 kap. 1 § andra stycket Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer, ska genomföras med lämpliga och beprövade metoder.

Vid identifieringen ska kombinationer av händelser och förhållanden som är oberoende av varandra beaktas.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga 4 kap. 1 § SSMFS-K avseende hur identifiering av händelser och förhållanden genomförs.

### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen är ett förtydligande av 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 och av 4 kap. 1 § SSMFS-K andra stycket som anger att händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ska identifieras och utgöra grund för en kärnkraftsreaktors konstruktion, värdering av dess strålsäkerhet och planering av dess drift. Av 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 framgår också att identifieringen ska hållas aktuell.

Uttrycket *händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten* förklaras i vägledningstexten till 1 kap. 1 §.

Med *lämpliga och beprövade metoder* i första stycket avses exempelvis att internationella standarder och regelverk kan ligga till grund för hur identifiering av händelser och förhållanden genomförs. I detta ingår även att värdera om metoderna som har valts har de förutsättningar som krävs för att det ska vara möjligt att identifiera alla tänkbara händelser och förhållanden. Exempel på metoder som kan tillämpas är s.k. FMEA (*Failure Mode and Effects Analysis*) där identifiering görs av vilka tänkbara felmoder som kan inträffa i exempelvis en matarvattenpump och konsekvenserna av detta. Andra exempel är olika typer av funktions- och uppgiftsanalyser för identifiering av manuella uppgifter och risk för felaktigt handlande.

Med bestämmelsen andra stycke avses att identifieringen av identifierade händelser och förhållanden inte enbart tar hänsyn till enskilda händelser och förhållanden, utan också till kombinationer av dessa. Med oberoende avses att de kombinerade händelserna och förhållandena inte är en följd av varandra. Det kan tydliggöras att även antagonistiska händelser och förhållanden omfattas av bestämmelsen då även dessa kan tänkas inträffa samtidigt som andra händelser eller förhållanden.

### Bakgrund och överväganden

Krav på identifiering av händelser och förhållanden har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd. Det övergripande kravet på identifiering av händelser och förhållanden framgår numera av 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1.

Krav på lämpliga och beprövade metoder följer av den praxis som tillståndshavarna tillämpar idag genom metoder som exempelvis FMEA där identifiering görs av vilka tänkbara felmoder som kan inträffa i exempelvis en matarvattenpump och konsekvenserna av detta.

Krav på kombinationer av oberoende händelser och förhållanden har tidigare funnits i allmänna råd till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det angavs att säkerhetsanalyserna bör beakta rimliga kombinationer av oberoende händelser. Det allmänna rådet upphöjs nu till ett krav, vilket medför att kravet som sådant är nytt. Kravets innebörd överensstämmer dock med såväl praxis i Strålsäkerhetsmyndighetens tillsyn som praxis som är implementerad på befintliga svenska kärnkraftsreaktorer.

Stöd för bestämmelsen finns i Requirement 16 och 20 IAEA:s SSR-2/1 avseende de delar som anger att kombinationer av beroende och oberoende händelser ska beaktas. Stöd för bestämmelsen finns också i punkt 3.4 i IAEA:s SSG-2 som anger att händelser och förhållanden kan inträffa vid alla driftlägen och punkt 3.11 i IAEA:s SSG-2 som anger att händelser och förhållanden kan kombineras med tillkommande oberoende funktionsfel. Vidare finns stöd för bestämmelsen i Issue E6.1, F2.2 och S3.2 WENRA:s SRL. Issue E6.1 i WENRA:s SRL som anger att kombinationer av enstaka händelser, inkluderat *internal* och *external hazards*, som kan leda till *Anticipated Operational Occurrences (AOO)* eller *Design Basis Accidents (DBA)* ska beaktas i konstruktionen. Vidare anges att deterministiska och probabilistiska analyser samt ingenjörsmässiga bedömningar kan användas för val av händelsekombinationer. Issue F2.2 i WENRA:s SRL som anger att urvalsprocessen för *Design Extension Conditions (DEC)* ska beakta händelser och kombinationer av händelser som inte kan anses vara extremt osannolika och som kan leda till svåra bränsleskador i härd eller bränslebassäng. Denna urvalsprocess ska omfatta

händelser vid definierade driftlägen, *internal* och *external hazards* och fel med gemensam orsak. Alla reaktorer och bränsleförvaring på förläggingsplatsen beaktas om tillämpligt. Issue S3.2 i WENRA:s SRL som anger att brandanalysen ska täcka in en kombination av brand och annan händelse som är oberoende till branden.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen är ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

Kravet är nytt avseende kombinationer av oberoende händelser och förhållanden.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 16 och 20 i IAEA:s SSR-2/1 avseende de delar som anger att kombinationer av beroende och oberoende händelser ska beaktas,
- Punkterna 3.4 och 3.11 i IAEA:s SSG-2 avseende att händelser och förhållanden kan inträffa vid alla driftlägen respektive att händelser och förhållanden kan kombineras med tillkommande oberoende funktionsfel, och
- Issue E6.1, F2.2 och S3.2 i WENRA:s SRL avseende kombinationer av enstaka händelser, inkluderat *internal* och *external hazards*, som kan leda till AOO eller DBA.
- Issue F2.2 i WENRA:s SRL som anger att urvalsprocessen för DEC ska beakta händelser och kombinationer av händelser som inte kan anses vara extremt osannolika och som kan leda till svåra bränsleskador i härd eller bränslebassäng. Denna urvalsprocess ska omfatta händelser vid definierade driftlägen, *internal* och *external hazards* och fel med gemensam orsak. Alla reaktorer och bränsleförvaring på förläggingsplatsen beaktas om tillämpligt.
- Issue E6.1 i WENRA:s SRL som anger att kombinationer av enstaka händelser, inkluderat *internal* och *external hazards*, som kan leda till AOO eller DBA ska beaktas i konstruktionen. Vidare anges att deterministiska och probabilistiska analyser samt ingenjörsmässiga bedömningar kan användas för val av händelsekombinationer.
- Issue S3.2 i WENRA:s SRL som anger att brandanalysen ska täcka in en kombination av brand och annan händelse som är oberoende till branden.
- Issue T3.1 i WENRA:s SRL avseende screening av *natural hazards* som inte utgör hot eller som är extremt osannolik med hög konfidens.

## 2 kap. 2 § Indelning i händelseklasser och värdering av inträffandefrekvens

**2 §** Identifierade händelser och förhållanden ska indelas i händelseklasser genom att tilldelas händelseklass H1–H6 enligt 4–10 §§ eller motsvarande.

I de fall som tilldelningen är baserad på inträffandefrekvens, ska en värdering av denna genomföras där realistiska metoder med beaktande av osäkerheter får tillämpas.

Vid värderingen av inträffandefrekvens ska den sammanlagda inträffandefrekvensen för händelser och förhållanden som leder till liknande påverkan på händelseförloppet beaktas.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga 4 kap. 1 § SSMFS-K avseende hur indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser genomförs.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen är ett förtydligande av 4 kap. 1 § SSMFS-K som anger att händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ska indelas i händelseklasser.

Begreppet *händelseklass* är definierat i 1 kap. 4 § SSMFS-K.

Med *ska tilldelas en händelseklass enligt 4-10 §§* i första stycket avses att identifierade händelser och förhållanden ska tilldelas händelseklass H1, H2, H3, H4A, H4B eller H5, eller hänföras till händelseklass H6.

Med *eller motsvarande* i första stycket avses att även andra klassningar eller kategoriseringar av händelser och förhållanden än den som ges av bestämmelsen kan användas under förutsättning att det visas att bestämmelsens intention uppnås.

Med *i de fall* i andra stycket avses att vissa händelser och förhållanden tilldelas händelseklass oberoende av inträffandefrekvens.

Med andra stycket avses att förtydliga vad som är att betrakta som ingående i en händelse eller ett förhållande och vad som därmed inte får påverka uppskattningen av inträffandefrekvens. Översvämning som uppkommer som en konsekvens av ett rörbrott, är ett exempel på en, som punkten avser, följdhandelse.

Med *realistiskt* i andra stycket avses att inträffandefrekvensen kan baseras på realistiska värderingar. Vid värdering av inträffandefrekvensen av kombinationer kan därmed händelsernas eller förhållandenas varaktighet och sannolikheten för att de inträffar samtidigt tas i beaktande. Vidare kan hänsyn tas till att det kan finnas vissa händelser och förhållanden som endast kan inträffa vid exempelvis kall avställning. Om det aktuella händelse och förhållandet endast kan ske under kall avställning kan hänsyn tas till att tiden som kärnkraftsreaktorn befinner sig i kall avställning är begränsad.

Med *realistiska metoder med beaktande av osäkerheter* i andra stycket avses att erhålla en indelning i händelseklasser i de fall det råder osäkerheter om i vilken händelseklass en händelse eller ett förhållande tilldelas.

Med tredje stycket avses att behöva beakta om enskilda händelser och förhållanden leder till en liknande påverkan på händelseförloppet. Såvida exempelvis ett rörbrott i en position ger samma påverkan som i en annan, behöver den sammanlagda inträffandefrekvensen avgöra händelseklass. Olika brandhändelser i ett utrymme är ytterligare ett exempel. Kravet liknar det som anges i 3 kap. 3 § avseende paraplyfall, med hänsyn till att när gruppering av händelser och förhållanden görs behöver val av händelseklass värderas. Dock är skillnaden här att också minska risken för en uppdelning av liknande händelser och förhållanden så att de var och en kan tilldelas händelseklass H6 och således inte behöva beaktas i fortsatt värdering.

### **Bakgrund och överväganden**

Krav på indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 med vissa preciseringar i 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17. Att, som bestämmelsen anger, dela in identifierade händelser och förhållanden i händelseklass H1–H6 är således inget nytt och innebär inte någon ändring i förhållande till äldre bestämmelser. De övriga delarna i bestämmelsen är nya.

Internationellt används begreppet *postulated initiating event (PIE)* vilket av IAEA beskrivs som sådana antagna händelser och förhållanden som kan leda till *AOO* och *accident conditions*. Enligt requirement 16 i IAEA:s SSR-2/1 ska vid identifiering av händelser och förhållanden, sådana *PIEs* täcka alla fel ("foreseeable failures") i strukturer, system och komponenter, operatörsfel och möjliga fel som uppstår till följd av *internal hazards* (delmängd av inre händelser och förhållanden) och *external hazards* (yttre händelser och förhållanden), oberoende av driftläge. Dessa *PIE* tilldelas sedan *plant states* baserat på deras inträffandefrekvens. *PIE* är också händelser och förhållanden som har påverkat tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor. I den vidare värderingen av dessa *PIE* återstår sedan att bekräfta förmågan att återföra kärnkraftsreaktorn inom specificerade villkor och begränsningar för normal drift eller att uppnå ett säkert tillstånd.



I dessa föreskrifter är identifieringen och händelseklassningen bredare än IAEA:s och inkluderar alla händelser och förhållanden som direkt eller indirekt antas ha potential att negativt påverka exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön för joniserande strålning enligt 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 och 4 kap. 1 § SSMFS-K vilka i dessa föreskrifter benämns antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten.

Av beskrivningen ovan kan det konstateras att det inte är så stor skillnad i tillämpningen av händelseklasser i dessa föreskrifter och IAEA:s *plant states* eftersom avgränsningen av händelser och förhållanden är densamma i båda fallen. Skillnaden är inte heller så stor för att ange vilken avgränsning som gäller för olika bestämmelser och den inträffandefrekvens som dessa associeras med. En viktig skillnad är dock att händelser och förhållanden i händelseklasser, jämfört med *plant states*, även omfattar händelser och förhållanden som inte nödvändigtvis påverkar tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor.

Tabell 2.1: Koppling mellan olika händelseklassningar och deras uppskattade inträffandefrekvenser. Streckade linjer markerar att gränsen är flytande. Förkortningarna DBC och DEC står för Design Basis Category respektive Design Extension Conditions. Av Annex II till IAEA:s SSG-2 framgår frekvensintervallen för händelseklasserna AOO och DBA. Det är dock viktigt att ha i åtanke skillnaderna mellan händelseklasser och *plant states*.

Intervall av inträffandefrekvens (per år)	Beteckningar enligt 2 kap. 4-10 §§ (händelseklass)	Beteckningar enligt SSMFS 2008:17 (händelseklass)	Beteckningar enligt WENRA (plant states)	Beteckningar enligt IAEA SSR-2/1 och SSG-2 (plant states)	Beteckningar enligt EUR (Categories)
	Normala händelser och förhållanden (H1)	Normal drift (H1)	Normal operation	Normal operation	DBC 1: Normal operation
$10^{-2} \leq F$	Förväntade händelser och förhållanden (H2)	Förväntade händelser (H2)	Anticipated operational occurrences (AOO)	Anticipated operational occurrences (AOO)	DBC 2: Incidents
$10^{-4} \leq F < 10^{-2}$	Ej förväntade händelser och förhållanden (H3)	Ej förväntade händelser (H3)	Postulated single initiating events	Design basis accidents (DBA)	DBC 3: Accidents
$10^{-6} \leq F < 10^{-4}$	Osannolika händelser och förhållanden (H4A)	Osannolika händelser (H4)			DBC 4: Accidents
-	Speciella händelser och förhållanden (H4B)	-	Postulated multiple failure events (DEC A)	Design extension conditions without significant fuel degradation	DEC: Complex sequences
$F < 10^{-6}$	Mycket osannolika händelser och förhållanden (H5)	Mycket osannolika händelser (H5)	Postulated core melt accidents (DEC B)	Design extension conditions with core melting	DEC: Severe accidents
-	Extremt osannolika händelser och förhållanden (H6)	Extremt osannolika händelser (restrisker)	-	Practically eliminated event sequences and accident scenarios	-

Händelseklasserna som tillämpas i dessa föreskrifter sammanfattas i tabell 2.1. I tabellen visas också kopplingen mot de händelseklasser som tillämpades i SSMFS 2008:17 och vissa internationella. Notera att IAEA och WENRA tillämpar *plant states* medan EUR (European Utility Requirements) tillämpar *Categories (DBC 1-4 och DEC)* där den senare är väldigt lik händelseklasser i dessa föreskrifter. Angivna frekvensintervall för händelseklasser som tillämpas i Sverige följer av 4-10 §§ i dessa föreskrifter. Strålsäkerhetsmyndighetens bedömning är att de förändringar som gjorts av händelseklasserna innebär viss harmonisering med de som tillämpas internationellt. Det är dock viktigt att ha i åtanke de skillnader som finns mellan händelseklassningen som tillämpas i dessa föreskrifter och *plant states* som tillämpas av IAEA och WENRA.

I vissa svenska reaktorer har andra klassningar eller kategoriseringar av händelser och förhållanden gjorts. Dessa klassningar har sedan kopplats ihop med de händelseklasser som har framgått av kraven i 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17 genom översättningstabeller. Strålsäkerhetsmyndigheten har i sina tidigare granskningar bedömt att detta är acceptabelt. Det innebär att det är i sin ordning att inom ramen för dessa föreskrifter även fortsättningsvis använda andra benämningar och sätt att indela händelser och förhållanden samt de konsekvenser dessa ger upphov till, så länge som dessa svarar mot vad som följer av dessa föreskrifter om klassning och att översättningstabeller finns som ger en korrekt tillämpning av bestämmelser där klassningen anges för avgränsning.

Bestämmelserna nedan om händelseklasser är förtydligade i förhållande till äldre bestämmelser genom att frekvensintervall i vissa fall är angivna. Det är således logiskt att ange vissa av de förutsättningar som krävs för att kunna värdera inträffandefrekvensen av händelser och förhållanden, vilket görs i bestämmelsens andra och tredje stycke.

Stöd för bestämmelsen finns i requirement 13 IAEA:s SSR-2/1 som anger att de delar som anger hur *plant states* tilldelas händelseklasser är i huvudsak baserade på uppskattad inträffandefrekvens. Stöd för bestämmelsen finns också i punkt 3.7, 3.15, 3.23 och 3.31 i IAEA:s SSG-2. Punkt 3.7 anger att hänsyn ska tas till om *PIE* endast kan inträffa vid specifika förhållanden och punkt 3.15 anger att följdfele ska vara en del av den ursprungliga händelsen. Punkt 3.23 anger att gruppering av händelsesekvenser behöver göras för händelser som leder till liknande påverkan på reaktorns funktioner och barriärer. Grupperingen kategoriseras sedan utifrån inträffandefrekvens. Punkt 3.31 anger att inträffandefrekvensen för en *PIE* behöver motiveras med probabilistiska värderingar.

Stöd för bestämmelsen finns även i Issue E7.1 i WENRA:s SRL som anger att *initiating events* ska grupperas i ett begränsat antal av *categories* som motsvarar *plant states* enligt dess inträffandefrekvens.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsens första stycke innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17 avseende indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser.

Kravet är nytt avseende värdering av inträffandefrekvens och förutsättningarna för denna.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 13 och 16 i IAEA:s SSR-2/1 avseende kategorier av *plant states* respective *PIEs*,
- Punkt 3.7, 3.15, 3.23 och 3.31 i IAEA:s SSG-2 avseende gruppering av *PIEs*,
- Issue E7.1 i WENRA:s SRL avseende gruppering av *initiating events* i ett begränsat antal *plant states*, och

- Issue E8.6 i WENRA:s SRL avseende att fel som är en konsekvens av en händelse ska ses som en del i ursprungshändelsen.

## 2 kap. 3 § Förutsättningar vid identifiering och indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser

**3 §** Identifieringen och indelningen av händelser och förhållanden ska utgå från kvalitetssäkrat underlag.

Antaganden som görs i identifieringen och indelningen ska motiveras.

Identifieringen och indelningen ska hållas aktuell med hänsyn till

1. konstruktion och drift av kärnkraftsreaktorn,
2. förläggingsplatsens karaktär inklusive påverkan från andra relevanta anläggningar och verksamheter,
3. erfarenheter från drift av kärnkraftsreaktorn eller andra relevanta anläggningar och verksamheter,
4. resultat från värderingar av kärnkraftsreaktorn eller andra relevanta anläggningar och verksamheter, och
5. utveckling inom vetenskap och teknik.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att tydliggöra hur identifiering och indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser genomförs.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med *motiverade antaganden* i första stycket avses att de antaganden som ligger till grund för identifiering och indelning baseras på en redovisad argumentation som stödjer de antaganden som gjorts.

Med *kvalitetssäkrat underlag* i första stycket avses att det underlag som används i identifiering och indelning har genomgått en systematisk process för att identifiera och hantera förekommande fel.

Med punkterna i andra stycket avses att ange de aspekter som behöver beaktas vid identifiering av händelser och förhållanden samt indelning av dessa i händelseklasser.

Med *drift av kärnkraftsreaktorn* i punkt 1 avses att beakta de händelser och förhållanden som förväntas råda under kärnkraftsreaktorns planerade livstid. Detta kan exempelvis röra förväntade driftlägen, bränslecykler, manuella uppgifter i form av underhåll, funktionsprovning och återkommande kontroll, transienter, etc.

Med *förläggingsplats* i punkt 2 avses yttre begränsat område och den kringliggande omgivningen med pågående verksamheter och aktuella geografiska förhållanden.

Med *förläggingsplatsens karaktär* i punkt 2 avses exempelvis geologiska, geotekniska, geofysiska, hydrologiska och meteorologiska förhållanden.

Med *andra relevanta anläggningar och verksamheter* i punkt 2–4 avses exempelvis andra kärnkraftsreaktorer, andra kärntekniska anläggningar eller anläggningar i exempelvis processindustri. Det kan handla om erfarenheter från inträffade händelser i andra kärnkraftsreaktorer med liknande konstruktionslösningar som kan vara relevant att beakta. För nya, ännu inte idrifttagna reaktorer eller nya typer av konstruktionslösningar, avses motsvarande typ av kärnkraftsreaktor eller liknande verksamheter där den aktuella typen av konstruktionslösning finns i drift, i den mån som det är möjligt och rimligt att tillgodogöra sig denna typ av erfarenheter.

### Bakgrund och överväganden

Krav på förutsättningar vid identifiering och indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd samt i 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17. Bestämmelsens första och andra stycket är en förnyad skrivning av de tidigare allmänna råden till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det angavs att säkerhetsanalysen bör ha god spårbarhet och väl motiverade antaganden, samt data som är relevanta för anläggningen.

Requirements 16, 17, 19 och 20 i IAEA:s SSR-2/1, Punkterna 3.13 och 3.19 i IAEA:s SSG-2 samt och Issue E, F och T i WENRA:s SRL anger aspekter som poängterar vikten av att *PIEs* som ligger till grund för kärnkraftsreaktor konstruktion är systematiskt identifierade och hålls aktuella. Vidare anger IAEA och WENRA aspekter som behöver beaktas i det fortlöpande värderingsarbetet, exempelvis för att få till en systematisk och heltäckande identifiering. Det gäller även tillämpade metoder såsom deterministiska och probabilistiska metoder samt ingenjörsmässiga bedömningar.

### Äldre bestämmelser

Kravet i första och andra stycket är nytt.

Bestämmelsens tredje stycke innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att ange aspekter som behöver beaktas för att hålla identifieringen av händelser och förhållanden samt indelning av dessa i händelseklasser aktuell.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 16 i IAEA:s SSR-2/1 avseende de delar som anger att en systematisk identifiering av *PIEs* med hänsyn till faktisk konstruktion och utformning samt övrigt kunskapsläge ska genomföras.
- Requirement 17, 19 och 20 i IAEA:s SSR-2/1 avseende de delar som anger grunderna för hur *PIEs* identifierats genom att värdera drifterfarenheter, användandet av deterministiska och probabilistiska analyser av drift av såväl kärnkraftsreaktor som andra relevanta anläggningar och verksamheter.
- Punkt 3.13 i IAEA:s SSG-2 avseende att listan på *PIEs* ska ta hänsyn till erfarenheter från kärnkraftsreaktorns drift eller liknande anläggningar.
- Punkt 3.19 i IAEA:s SSG-2 avseende att identifieringen av *PIEs* ska ske på ett systematiskt sätt genom att bl.a. tillämpa FMEA-metoder, ingenjörbedömningar, resultat från värderingar med probabilistiska metoder, etc.
- Issue E4.2 i WENRA:s SRL avseende att *PIEs* ska täcka in alla händelser som kan påverka *safety* och att identifieringen genomförs med deterministiska och probabilistiska värderingar samt ingenjörsmässiga bedömningar.
- Issue E4.3 i WENRA:s SRL avseende att händelser som ligger till grund för reaktorns konstruktion ska återspegla den aktuella konstruktionen.
- Issue E5.1 i WENRA:s SRL avseende att inre händelser så som kylmedelsförlust, funktionsfel m.fl. och konsekvenser av dessa ska beaktas i konstruktionen. Vidare anges att händelserna ska vara reaktorspecifika och beakta erfarenheter och analyser från andra kärnkraftsreaktorer.
- Issue E5.2 i WENRA:s SRL avseende att *external hazards* ska beaktas i konstruktionen. Förutom *natural hazards*, ska *external hazards* orsakade av människan beaktas i konstruktionen, inklusive flygplanskrasch och andra transportrelaterade olyckor samt olyckor vid närliggande industrier som kan orsaka brand, explosioner eller andra faror.
- Issue E11.1 i WENRA:s SRL avseende att händelser som ligger till grund för reaktorns konstruktion (eng. *the actual design basis*) regelbundet ska utvärderas för att se att den är fortsatt aktuell som resultat av erfarenheter och ny information.

- Issue F2.1 i WENRA:s SRL avseende att en uppsättning av *DEC* ska härledas och motiveras baserade på en kombination av deterministiska och probabilistiska metoder samt ingenjörsmässiga bedömningar.
- Issue F5.1 i WENRA:s SRL avseende att händelser inom DEC regelbundet ska utvärderas med deterministiska och probabilistiska metoder såväl som ingenjörbedömningar för att se att de är fortsatt aktuella.
- Issue T3.2 i WENRA:s SRL avseende att en *hazard assessment* ska göras med deterministiska och probabilistiska metoder med aktuella kunskaper och metoder som inkluderar all relevant data så att relationen mellan magnitud och frekvens erhålls för *natural hazards* som inte har kunnat sållats bort.
- Issue T3.3 i WENRA:s SRL avseende att *hazard assessment* ska baseras på anläggnings- och områdesspecifik data och historisk data, med särskild hänsyn till händelser vars magnitud förändras över tid, och att metoder och antaganden ska motiveras.
- Issue T4.1 i WENRA:s SRL avseende att *design basis events* för *natural hazards* ska definieras.
- Issue T4.3 i WENRA:s SRL avseende att *design basis events* ska jämföras med historiska data så att historiska händelser kan anses innehållas med lämplig marginal.
- Issue T6.2 i WENRA:s SRL avseende att *natural hazards* som är värre än *design basis events* ska identifieras och värderas.

## 2.2 – Händelseklass H1-H6

Detta avsnitt innehåller bestämmelser om indelning av antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten i olika händelseklasser. Bestämmelserna tar avstamp i 4 kap. 1 § SSMFS-K där det ställs krav på att identifierade händelser och förhållanden ska vara indelade i följande händelseklasser:

- normala händelser och förhållanden (H1),
- förväntade händelser och förhållanden (H2),
- ej förväntade händelser och förhållanden (H3),
- osannolika händelser och förhållanden (H4A),
- speciella händelser och förhållanden (H4B),
- mycket osannolika händelser och förhållanden (H5), och
- extremt osannolika händelser och förhållanden (H6).

### 2 kap. 4 § Händelseklass H1 – Normala händelser och förhållanden

**4 §** Identifierade händelser och förhållanden som ingår i kärnkraftreaktorns planerade drift ska tilldelas händelseklass H1.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att tydliggöra vilka händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H1.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Händelser och förhållanden i händelseklass H1 benämns även *Normala händelser och förhållanden*.

Med *som ingår i kärnkraftsreaktorns planerade drift* avses den dagliga verksamheten vid kärnkraftsreaktor som den är tänkt att fungera. Som framgår av 1 kap. avser drift i dessa föreskrifter all den kärntekniska verksamhet som bedrivs vid en kärnkraftsreaktor i syfte att åstadkomma det för vilket anläggningen har konstruerats. Kärnkraftsreaktorns planerade drift innebär alltså att denna verksamhet, med alla tillhörande driftlägen, fortlöper som planerat utan betydande avvikelser.

### Bakgrund och överväganden

Krav på indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser har tidigare funnits i 1 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och 2 § SSMFS 2008:17.

Händelseklassen *Normal drift* (H1) inkluderade enligt SSMFS 2008:17 störningar som bemästras av ordinarie drift- och reglersystem utan driftavbrott. Beskrivningen stämmer inte helt med den definition som framgick av 1 kap. 2 § SSMFS 2008:1 där begreppet *normaldrift* definieras som drift inom de fastställda villkor och begränsningar som framgår av en anläggnings säkerhetstekniska driftförutsättningar. I SSMFS 2008:23 definierades *normaldriftsförhållanden* på samma sätt som *normaldrift*. Strålsäkerhetsmyndigheten bedömer därmed att det är lämpligt att förtydliga vilka händelser och förhållanden som ska tilldelas händelseklassen H1.

Strålsäkerhetsmyndigheten har gjort en jämförelse av de beskrivningar som finns i de amerikanska standarderna som delvis legat till grund för händelseklasserna, ANSI N18.2, ANSI/ANS 51.1 och ANSI/ANS 52.1 samt IAEA SSR-2/1 och IAEA:s Safety Glossary, och de befintliga tillståndshavarnas strålsäkerhetsrapporter (SAR). Strålsäkerhetsmyndigheten har också tidigare genomfört en kartläggning av händelseklasser och acceptanskriterier som tillämpas både i Sverige och i andra länder, se SSM2011-4329. Strålsäkerhetsmyndigheten har baserat på denna jämförelse valt att uttrycka händelseklass H1 i termer av händelser och förhållanden som ingår i kärnkraftreaktorns planerade drift. Detta är i linje med IAEA:s definition av *Normal operation* som enligt IAEA:s Safety Glossary definieras ”*Operation within specified operational limits and conditions. For a nuclear power plant, this includes startup, power operation, shutting down, shutdown, maintenance, testing and refueling*”. Det innebär att störningar tilldelas händelseklass H2 eller till händelseklasser med lägre frekvensintervall. Händelseklass H1 har fortsatt inget frekvensintervall. Därmed inkluderar händelseklass H1 händelser och förhållanden inom specificerade villkor och begränsningar för normal drift, exempelvis de driftlägen eller drifttillstånd som används för en reaktorhård, se tabell 2.2 nedan. Det kan noteras att händelseklass H1 kan anses återspegla händelser och förhållanden över tid. I punkten 3.9 i IAEA:s SSG-2 beskrivs dessa händelser och förhållanden närmare där även händelser och förhållanden som är kopplade till bränslebassänger samt förvaring och hantering av färskt kärnbränsle är inkluderade. I dessa föreskrifter används driftläge som en gemensam benämning för driftläge och drifttillstånd.

Tabell 2.2: Olika driftlägen och drifttillstånd för befintliga kokvatten- respektive tryckvattenreaktorer.

Driftlägen i kokvattenreaktorer enligt STF	Drifttillstånd (DT) i tryckvattenreaktorer enligt STF	
Effektdrift	DT 1	Effektdrift
Varm beredskap	DT 2	Uppstart
Nukleär värmning	DT 3	Varm beredskap
Varm avställning	DT 4	Varm avställning
Kall avställning	DT 5	Kall avställning
Driftläge ”B” bränslebyte (Helt urladdad hård)	DT 5*	Statisk avställning
	DT 6	Bränslebyte
	DT 7	Urladdad hård

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 2 § SSMFS 2008:17 genom att händelseklass H1 avgränsas indirekt av specificerade villkor och begränsningar för normal drift istället för som tidigare av driftavbrott.

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 1 kap. 2 § SSMFS 2008:1 genom att ange att villkor och begränsningar för normal drift inte är att likställa enbart med de som ingår i säkerhetstekniska driftförutsättningar.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har punkt 3.9 i IAEA:s SSG-2 avseende vad som ingår i *normal operation* beaktats.

## 2 kap. 5 § Händelseklass H2 – Förväntade händelser och förhållanden

**5 §** Identifierade händelser och förhållanden där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids, ska tilldelas händelseklass H2 om de

1. antas inträffa under en kärnkraftsreaktors förväntade livstid med en inträffandefrekvens som är större än eller lika med 10-2 per år, eller
2. är antagonistiska händelser och förhållanden som i den dimensionerande hotbeskrivningen som Strålsäkerhetsmyndigheten beslutar jämföras med händelser och förhållanden enligt 1.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att tydliggöra vilka händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H2.

### Tillämpning av bestämmelsen

Händelser och förhållanden i händelseklass H2 benämns även *Förväntade händelser och förhållanden*.

Uttrycket *specificerade villkor och begränsningar för normal drift* är definierat i 1 kap. 4 § SSMFS-K. Med uttrycket avses de gränsvärden som exempelvis definierar ett tillåtet parameterområde för strukturer, system och komponenter. Som framgår av definitionen är villkor och begränsningar för normal drift inte att likställa enbart med de villkor och begränsningar som ingår i säkerhetstekniska driftförutsättningar (STF). Vissa specificerade villkor och begränsningar för normal drift är en viktig del av de säkerhetstekniska driftförutsättningarna. Samtliga villkor och begränsningar för normal drift återfinns inte i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna utan kan finnas i exempelvis Strålsäkerhetsrapporten (SAR) eller annan dokumentation inom ramen för strålsäkerhetsredovisningen, se vägledningen till 5 kap. 2 §. Bestämmelser som anger krav på att villkor och begränsningar för normal drift ska vara specificerade för områden, utrymmen, strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten finns i 4 kap. 11 § SSMFS-K.

Med *där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids* avses exempelvis olaga intrång, IT-angrepp, funktionsfel för en komponent som har betydelse för strålsäkerheten eller en för hög temperatur eller strålningsnivå i ett utrymme.

Med *antagonistiska händelser och förhållanden* avses såväl sabotage som olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen, se även punkt 4 till bilaga 1 SSMFS-K.

Med *den dimensionerande hotbeskrivningen* (DHB) avses en beskrivning av hur och med vilka förutsättningar antagonistiska händelser och förhållanden förutsätts kunna ske. Denna information används för att dimensionera och utvärdera det fysiska skyddet.

Med punkt 2 avses att en delmängd av de antagonistiska händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H2 vars postulerade frekvens är jämförbar med den typ av händelser och förhållanden enligt punkt 1 vilket framgår av DHB:n.

### Bakgrund och överväganden

Krav på indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17. För händelseklass H2 antas en frekvens som täcker livstiden för en kärnkraftsreaktor. Frekvensen för händelseklass H2 blir därmed större än  $10^{-2}$  per år. Detta är ett förtydligande i förhållande till 2 § SSMFS 2008:17 avseendet att gränsen mellan händelseklass H1 och övriga händelseklasser har tydliggjorts med införande av uttrycket *där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids* och genom att ett frekvensintervall är angivet.

Kopplingen till villkor och begränsningar i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna som gjordes i SSMFS 2008:1 och i IAEA:s Safety Glossary görs i dessa föreskrifter inte i händelseklassen utan genom bestämmelser i framförallt 4 kap. 11 § SSMFS-K avseende konstruktionsgränser samt villkor och begränsningar för normal drift. Alla villkor och begränsningar för normal drift som ska specificeras enligt bestämmelserna i 4 kap. 11 § SSMFS-K behöver dock inte anges i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna, se bestämmelser i 5 kap. 3 § om omfattningen av de säkerhetstekniska uppgifter som ska anges i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna i jämförelse med bilaga 3 i SSMFS 2008:1.

Stöd för bestämmelsen finns i punkt 3.28 i IAEA:s SSG-2 som anger exempel på *PIEs* som kan ingå i *plant state AOO*. I tabell 2.1 visas kopplingen mellan *plant state AOO* och händelseklass H2.

Kravet på koppling mellan händelseklasser och antagonistiska händelser och förhållanden enligt DHB har inte tidigare reglerats för kärnkraftsreaktorer. Det har tidigare genomförts ett arbete med att revidera SSMFS 2008:12, senast utgivet för formell remiss år 2016 (SSMFS 2008:12R) där bl.a. olika kategorier av radioaktiva ämnen kopplades till olika hotnivåer i DHB:n. ”Hotnivåer” är en pedagogisk gradering av antagonistiska händelser och förhållanden av olika allvarlighetsgrad, som kan användas i DHB:n men som inte behöver nämnas explicit i författningstext. Antagonistiska händelser och förhållanden är till sin natur svåra att frekvensbestämma och därför tilldelar Strålsäkerhetsmyndigheten dessa händelseklasser. Grunden för denna tilldelning är en bedömning av vilka konsekvenser som kan tolereras baserat på antagonistens intention och förmåga.

I internationell regelgivning har antagonistiska händelser och förhållanden, i förhållande till andra händelser och förhållanden, särbehandlats. Under senare år pågår dock diskussioner om att integrera dessa, se exempelvis i IAEA-TECDOC-1868. Vid framtagande av dessa föreskrifter har därför ingen särbehandling gjorts av antagonistiska händelser och förhållanden. Eftersom likheterna är stora mellan antagonistiska händelser av typen sabotage och andra händelser och förhållanden är det naturligt att koppla antagonistiska händelser och förhållanden till händelseklasserna enligt ovan trots att det inte finns internationella förebilder.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17 avseende indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser.

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 2 § SSMFS 2008:17 genom att gränsen mellan händelseklass H1 och övriga händelseklasser har tydliggjorts med införande av uttrycket *där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids*.

Bestämmelsens punkt 1 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 2 § SSMFS 2008:17 genom att ett frekvensintervall är angivet.

Kravet är nytt i förhållande till 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1 genom att antagonistiska händelser och förhållanden knyts till händelseklasser enligt bestämmelsens punkt 2.



## Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har punkt 3.28 i IAEA:s SSG-2 avseende exempel på *PIE* som kan ingå i *AOO* beaktats.

## 2 kap. 6 § Händelseklass H3 – Ej förväntade händelser och förhållanden

**6 §** Identifierade händelser och förhållanden där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids, ska tilldelas händelseklass H3 om de

1. inte antas inträffa under en kärnkraftsreaktors förväntade livstid, men antas inträffa om flera reaktorer beaktas med en inträffandefrekvens som är i intervallet mindre än  $10^{-2}$  per år men större än eller lika med  $10^{-4}$  per år, eller
2. är antagonistiska händelser och förhållanden som i den dimensionerande hotbeskrivningen som Strålsäkerhetsmyndigheten beslutar jämfställs med händelser och förhållanden enligt 1.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att tydliggöra vilka händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H3.

### Tillämpning av bestämmelsen

Händelser och förhållanden i händelseklass H3 benämns även *Ej förväntade händelser och förhållanden*.

Uttrycket *specificerade villkor och begränsningar för normal drift* är definierat i 1 kap. 4 § SSMFS-K.

Avseende vad som avses med *där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids*, se vägledning till 5 § om händelseklass H2 för närmare förklaring.

För händelseklass H3 ges den övre frekvensgränsen av händelseklass H2, dvs.  $10^{-2}$  per år och den nedre frekvensgränsen sätts till  $10^{-4}$  per år för att harmonisera med internationell praxis.

Med punkt 2 avses att en delmängd av de antagonistiska händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H3 vars postulerade frekvens är jämförbar med den typ av händelser och förhållanden enligt punkt 1 vilket framgår av DHB:n.

### Bakgrund och överväganden

Krav på indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17. För händelseklass H3 ges den övre frekvensen av händelseklass H2, dvs.  $10^{-2}$  per år. Den nedre frekvensgränsen anges internationellt till  $10^{-3}$  eller  $10^{-4}$ , med  $10^{-4}$  som den mer vanligt förekommande. För att harmonisera med internationell praxis och få ett lämpligt antal händelseklasser har  $10^{-4}$  valts. Frekvensintervallet för händelseklass H3 blir därmed  $10^{-4} \leq F < 10^{-2}$  per år.

Enligt 2 § SSMFS 2008:17 definierades händelseklassen ej förväntade händelser (H3) som: *"Händelser som inte förväntas inträffa under en kärnkraftsreaktors livstid, men som kan förväntas inträffa om ett flertal reaktorer beaktas"*. Definitionen i denna bestämmelse motsvarar den tidigare.

Stöd för bestämmelsen finns i punkt 3.30 i IAEA:s SSG-2 som anger exempel på *PIE* som kan ingå i *plant state DBA*. I tabell 2.1 visas kopplingen mellan *plant state DBA* och händelseklass H3.

Strålsäkerhetsmyndighetens överväganden om kopplingen mellan händelseklasser och antagonistiska händelser och förhållanden beskrivs i vägledning till 5 § om händelseklass H2.

**Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17 avseende indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser.

Bestämmelsens punkt 1 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 2 § SSMFS 2008:17 genom att ett frekvensintervall är angivet.

Kravet är nytt i förhållande till 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1 genom att antagonistiska händelser och förhållanden knyts till händelseklasser enligt bestämmelsens punkt 2.

**Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har punkt 3.30 i IAEA:s SSG-2 avseende exempel på *PIE* som kan ingå i *DBA* beaktats.

**2 kap. 7 § Händelseklass H4A – Osannolika händelser och förhållanden**

7 § Identifierade händelser och förhållanden där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids, ska tilldelas händelseklass H4A om

1. de inte antas inträffa även om flera reaktorer beaktas med en inträffandefrekvens som är i intervallet mindre än  $10^{-4}$  per år men större än eller lika med  $10^{-6}$  per år för händelser eller förhållanden i en kärnkraftsreaktor,
2. de inte antas inträffa även om flera reaktorer beaktas med en inträffandefrekvens som är i intervallet mindre än  $10^{-4}$  per år men större än eller lika med  $10^{-5}$  per år för händelser eller förhållanden vid en kärnkraftsreaktors förlägningsplats,
3. det är ett bränslehanteringsmissöde,
4. det är en fallande styrvstav (kokvattenreaktor),
5. det är en utskjuten styrvstav (tryckvattenreaktor),
6. det är det mest utmanande rörbrottet, eller
7. det är en fastnad rotor på en reaktorkylpump (tryckvattenreaktor).

Om den värderade inträffandefrekvensen för händelser och förhållanden enligt första stycket 3–7 är högre än  $10^{-4}$  per år ska den istället tilldelas den händelseklass som följer av inträffandefrekvensen.

För en ny kärnkraftsreaktor får händelser och förhållanden enligt första stycket 3–7 tilldelas händelseklass H5 om den värderade inträffandefrekvensen med hög trovärdighet och genom tillämpning av beprövade metoder kan visas vara lägre än  $10^{-6}$  per år.

**Syfte**

Syftet med bestämmelsens första stycke är att tydliggöra vilka händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H4A.

Syftet med bestämmelsens andra stycke är att tydliggöra hur de av Strålsäkerhetsmyndigheten inplacerade händelserna och förhållandena i punkt 3–7 behöver hanteras om deras uppskattade inträffandefrekvens är högre än vad som medges av punkt 1.

Syftet med bestämmelsens tredje stycke är att möjliggöra att placera händelser och förhållanden enligt punkt 3–7 i händelseklass H5 om inträffandefrekvensen med hög konfidens och genom tillämpning av beprövade metoder kan visas vara tillräckligt låg.

### Tillämpning av bestämmelsen

Händelser och förhållanden i händelseklass H4A benämns även *Osannolika händelser och förhållanden*.

Uttrycket *specificerade villkor och begränsningar för normal drift* är definierat i 1 kap. 4 § SSMFS-K.

Avseende vad som avses med *där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids*, se vägledning till 5 § om händelseklass H2 för närmare förklaring.

Med *händelser eller förhållanden i en kärnkraftsreaktor* i punkt 1 avses inre händelser eller förhållanden som sker på kärnkraftsreaktorn, exempelvis brott eller skador i mekanisk komponent, se även punkten 2 i bilaga 1 till SSMFS-K. Den övre frekvensen ges av händelseklass H3, dvs.  $10^{-4}$  per år och den nedre frekvensgränsen sätts till  $10^{-6}$  per år vilket är i enlighet med internationell praxis.

Med *händelser eller förhållanden vid en kärnkraftsreaktors förläggingsplats* i punkt 2 avses yttre händelser eller förhållanden som sker utom kärnkraftsreaktorn men som påverkar kärnkraftsreaktorn, exempelvis jordbävning, se även punkterna 3 och 4 i bilaga 1 till SSMFS-K. Den nedre frekvensgränsen sätts till  $10^{-5}$  per år vilket är den gräns som i Sverige historiskt har betraktats som den gräns för vilka yttre händelser en kärnkraftsreaktor ska motstå. Frekvensintervallet för yttre händelser i händelseklass H4A blir därmed  $10^{-5} \leq F < 10^{-4}$  per år.

I punkterna 3–7 i första stycket avses händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H4A oberoende av inträffandefrekvens.

Med *bränslehanteringsmissöde* i punkt 3 avses händelser då det antas en mekanisk skada på två kärnbränslepatroner vid ett missöde i reaktorhallen för kokvattenreaktorer respektive i inneslutningen eller bränslebyggnaden för tryckvattenreaktorer. Alla bränslestavar i de två kärnbränslepatronerna antas då skadas. Missödet kan exempelvis ske genom att en kärnbränslepatron tappas på en annan.

Med *fallande styrstav* i punkt 4 avses händelser i en kokvattenreaktor då det antas att en styrstav fastnar i helt inskjutet läge separerad från sitt drivdon. Då drivdonet dras ut ur reaktorhärden antas att den fastnade styrstaven faller.

Med *utskjuten styrstav* i punkt 5 avses händelser i en tryckvattenreaktor då det antas brott på det skal (eller hus) som omger styrstavsdrivdonen vilket innebär att reaktorkylmedlet och aktivitet frigörs till reaktorinneslutningen.

Med händelsen *det mest utmanande rörbrottet* i punkt 6 avses att ett brott som medför en förlust av kylmedel antas. Vilket eller vilka brott som är de mest utmanande varierar beroende på typ av vald konstruktion och värdering.

Med *fastnad rotor på en reaktorkylpump* i en tryckvattenreaktor i punkt 7 avses att händelsen antas ske momentant till följd av antingen brott på pumpaxel eller pumpkopplingen alternativt fel på smörjsystemet till reaktorkylmedelpumpen. Detta får till följd att flödet genom pumpen minskar hastigt.

Med andra stycket avses att oavsett om Strålsäkerhetsmyndigheten har placerat händelser och förhållanden i punkt 3–7 i händelseklass H4A så behöver en inträffandefrekvens skattas för att avgöra om någon händelse eller förhållande har en uppskattad inträffandefrekvens som motiverar att den placeras i händelseklass H2 eller H3.

Med *hög trovärdighet* i sista stycket avses att tilltron till den uppskattade inträffandefrekvensen för händelsen eller förhållandet är så hög att det inte går att ifrågasätta storleksordningen av denna även beaktat de osäkerheter som finns.

Med *beprövad* i sista stycket avses en metod som exempelvis har tillämpats vid flera kärnkraftsreaktorer i världen. Kraven på tillräcklig funktionssäkerhet (4 kap. 13 § SSMFS-K) tillsammans med krav på upprätthållande av driftsäkerheten (6 kap. 1 § SSMFS-D) är

av stor vikt då en försämring i driftsäkerhet över tid skulle kunna medföra att inträffandefrekvensen blir större och därmed omkullkastar möjligheterna att placera händelsen i händelseklass H5. Exempel på en beprövad metod som kan användas för att med hög trovärdighet påvisa en tillräckligt låg inträffandefrekvens är LBB-konceptet (*Leak Before Break*), vilket har tillämpats för att påvisa att inträffandefrekvensen för ett momentant giljotinbrott i vissa positioner är extremt liten. Bl.a. har detta koncept tillämpats vid Ringhals 2 i enlighet med vad som har angivits enligt bestämmelser i 13 § SSMFS 2008:17. Med LBB avses att rörsystemen har getts en sådan utformning, sådana driftbetingelser och miljöförhållanden att förutsättningarna för skador i rörsystemen, till följd av kända och identifierbara degraderingsmekanismer, har reducerats så långt som det är möjligt och rimligt och där åtgärder har vidtagits så att skador som trots detta kan uppkomma leder till detekterbara läckage innan brott inträffar. Händelser och förhållanden med rörbrott där LBB påvisats kan placeras i händelseklass H5. Information avseende tillämpning av LBB-konceptet finns exempelvis i utredningsrapport SKI 2005/83 Rörbrottskydd och läckage före brott.

Med vad som avses med *ny kärnkraftsreaktor*, se vägledning till 1 kap. 2 §.

### Bakgrund och överväganden

Krav på indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17. För händelseklass H4A (tidigare H4) ges den övre frekvensen av händelseklass H3, dvs.  $10^{-4}$  per år. Med undantag för yttre händelser, är den nedre frekvensgränsen  $10^{-6}$  internationellt vanligt förekommande. Frekvensintervallet för händelseklass H4A, frånsett yttre händelser, blir därmed  $10^{-6} \leq F < 10^{-4}$  per år.

Stöd för bestämmelsen finns i punkt 3.30 i IAEA:s SSG-2 som anger exempel på *PIEs* som kan ingå i *plant state DBA*. I tabell 2.1 visas kopplingen mellan *plant state DBA* och händelseklass H4A.

För yttre händelser i händelseklass H4A används internationellt vanligen  $10^{-4}$  som en lägsta gräns. I Sverige har historiskt  $10^{-5}$  betraktats som den gräns för vilka yttre händelser en kärnkraftsreaktor ska motstå. Frekvensintervallet för yttre händelser i händelseklass H4A blir därmed  $10^{-5} \leq F < 10^{-4}$  per år.

Befintliga reaktorer är i huvudsak värderade mot händelsen jordbävning med en markacceleration i horisontell riktning av 0,1 g inkluderat markresponsspektra speciellt framtagna för svenska förhållanden (där g är tyngdaccelerationen). Markresponsspektra speciellt framtagna för svenska förhållanden tillåter dock viss platsspecifik reduktion varför viss reduktion av 0.1 g kan förekomma. I WENRA:s SRL Issue T4.2 anges explicita krav på jordbävningar med markacceleration i horisontell riktning av 0,1 g. Detta ligger i linje med en yttre händelse med en uppskattad inträffandefrekvens i intervallet mindre än  $10^{-4}$  per år men större än eller lika med  $10^{-5}$  per år varför det är Strålsäkerhetsmyndighetens bedömning att denna bestämmelse även fortsättningsvis implementerar WENRA:s SRL Issue T4.2.

Enligt 2 § SSMFS 2008:17 definierades händelseklassen osannolika händelser (H4) som: *"Händelser som inte förväntas inträffa. Här inkluderas även ett antal övergripande händelser som oberoende av händelsefrekvens analyseras för att verifiera kärnkraftsreaktorns robusthet. Dessa händelser benämns ofta konstruktionsstyrande händelser"*. Definitionen av händelseklass H4 ersätts i dessa föreskrifter med bestämmelsen om händelseklass H4A så att dess formulering liknar den för händelseklass H2 och H3. För att förenkla händelseklassen utgår skrivningen om konstruktionsstyrande händelser och förhållande oberoende av inträffandefrekvens. Namnet på händelseklassen bibehålls men förkortningen förändras till H4A på grund av införandet av händelseklass H4B, se 7 § nedan.

För befintliga kärnkraftsreaktorer har vissa händelser i händelseklass H4 analyserats oberoende av uppskattad inträffandefrekvens i syfte att styra delar av särskild vikt i kärnkraftsreaktorns konstruktion. Exempel på sådana delar är reaktorhårdens värmebortförel och reaktivitetskontroll. Även för nya kärnkraftsreaktorer analyseras dessa händelser på samma sätt, vilket är innebörden av punkt 3–7 i bestämmelsen. Det ska dock tilläggas att vissa av i punkt 3–7 ingående händelser och förhållanden för befintliga kärnkraftsreaktorer har en uppskattad inträffandefrekvens motsvarande händelseklass H3 och därmed har placerats där. Den bakomliggande bedömningen till att placera punkt 3-7 i händelseklass H4A och samtidigt ange att denna placering kan ändras beroende på uppskattning av inträffandefrekvens är att Strålsäkerhetsmyndigheten erfarenhetsmässigt har noterat att dessa händelser och förhållanden vanligen är styrande för vissa delar av kärnkraftsreaktorns konstruktion med en särskild vikt för strålsäkerheten och att dessa därmed är viktiga att belysa. Punkt 3.20 i IAEA:s SSG-2 anger att vissa händelser, exempelvis mest utmanande rörbrottet, utskjuten och fallande styrstav, ska ingå i *DBA* som postulat såvida inte noggranna värderingar påvisar motsatsen, vilket ligger i linje med bestämmelsen.

Händelsen *det mest utmanande rörbrottet* har i tidigare praxis namngivits som brott på största rör eller anslutning till reaktortryckkärlet. En sådan skrivning inbegriper exempelvis inte brott på sekundärsidan i en tryckvattenreaktor. Det är inte nödvändigtvis så att det är det brott på det största röret som ger de mest långtgående konsekvenserna utan vissa brott på mindre rör kan, om de ger upphov till sekundära effekter så som rörslag, jetstrålar m.m., som riskerar att skada andra strukturer, system och komponenter, ge större negativa konsekvenser.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2, 14 och 22 §§ SSMFS 2008:17 avseende indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser. Tillägget A i H4A är enbart att betrakta som ett tydliggörande.

Bestämmelsens punkt 1 och 2 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 2 § SSMFS 2008:17 genom att frekvensintervall är angivna.

Kraven i bestämmelsens punkt 3-7 och andra stycket är nya.

Bestämmelsens sista stycke innebär en lättnad i förhållande till 13 § SSMFS 2008:17 genom att den mer generellt (inte enbart för rörbrott) medför att en händelse, obeaktat globala och lokala konsekvenser i enlighet med 12 och 13 §§ SSMFS 2008:17), får placeras i H5 om vissa kriterier anses vara uppfyllda. Detta gäller dock enbart för en ny kärnkraftsreaktor.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Punkt 3.20 och 3.30 i IAEA:s SSG-2 avseende exempel på *PIEs* som kan ingå i händelseklassen *DBA*, och
- Issue T4.2 i WENRA:s SRL avseende explicita krav på jordbävningar.

## 2 kap. 8 § Händelseklass H4B – Speciella händelser och förhållanden

**8 §** Identifierade händelser och förhållanden där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids, ska tilldelas händelseklass H4B om

1. de inte antas inträffa även om flera reaktorer beaktas med en inträffandefrekvens som är i intervallet större än eller lika med  $10^{-4}$  per år med tillkommande oberoende fel med gemensam orsak,
2. de inte antas inträffa även om flera reaktorer beaktas med en inträffandefrekvens som är i intervallet mindre än  $10^{-5}$  per år men större än eller lika med  $10^{-6}$  per år för händelser eller förhållanden vid en kärnkraftsreaktors förlägningsplats,
3. det är en händelse och förhållande som medför att kärnkraftsreaktorns förmåga att föra in styrstavar i reaktorhärden uteblir, eller
4. de är antagonistiska händelser och förhållanden som i den dimensionerande hotbeskrivningen som Strålsäkerhetsmyndigheten beslutar jämförs med händelser och förhållanden enligt 2.

För en befintlig kärnkraftsreaktor får rörbrott inuti reaktorinneslutningen som leder till förlust av kylmedel från reaktorhärden undantas från första stycket 1.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att tydliggöra vilka händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H4B.

### Tillämpning av bestämmelsen

Händelser och förhållanden i händelseklass H4B benämns även *Speciella händelser och förhållanden*.

Uttrycket *specificerade villkor och begränsningar för normal drift* är definierat i 1 kap. 4 § SSMFS-K.

Avseende vad som avses med *där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids* i bestämmelsen, se vägledning till 5 § om händelseklass H2 för närmare förklaring.

Med *tillkommande oberoende fel med gemensam orsak* i punkt 1 avses ett sådant fel med gemensam orsak som inte sker eller inte har förutsetts ske till följd av en händelse eller ett förhållande. Detta kan exempelvis vara funktionsfel orsakade av felaktig installation, felaktigt underhåll eller felaktigt konstruktion. Exempelvis kan ett sådant fel påverka funktionen hos reaktorskyddssystemet eller kraftförsörjningen. Med *en gemensam orsak* avses att enbart ett fel med gemensam orsak behöver kunna hanteras. Att *oberoende* anges beror på att diversifiering inte syftar till att skydda mot beroendefel då skyddet mot beroendefel utgörs av separation. Frekvensintervallet större än eller lika med  $10^{-4}$  per år som anges är vanligtvis förknippat med händelser och förhållanden i händelseklass H2 och H3. Genom användandet av ett frekvensintervall innefattas inte hotnivå 1 (4 § 2) och 2 (5 § 2) av bestämmelsens punkt 1. I enlighet med 3 kap. 12 § ansätts det tillkommande felet vid händelser och förhållanden där tillståndet hos kärnkraftreaktorns strålkällor har påverkats. Med *händelser eller förhållanden vid en kärnkraftsreaktors förlägningsplats* i punkt 2 avses yttre händelser eller förhållanden som sker utom kärnkraftsreaktor men som påverkar kärnkraftsreaktor, exempelvis jordbävning, se även punkterna 3 och 4 i bilaga 1 till SSMFS-K.

Med punkt 3 avses ett eller flera godtyckliga fel som innebär att styrstavarna inte kan föras in i härden.

Med punkt 4 avses att en delmängd av de antagonistiska händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H4B vars postulerade frekvens är jämförbar med den typ av händelser och förhållanden enligt punkt 2 vilket framgår av DHB:n.

Med vad som avses med befintlig kärnkraftsreaktor se vägledning till 1 kap. 2 §.

### Bakgrund och överväganden

Ett antal händelser och förhållanden har identifierats först efter de befintliga kärnkraftsreaktorernas ursprungliga konstruktion. Vissa benämns *Komplexa sekvenser* eller *Speciella händelser* och är ett resultat av tolkningen av de krav som angavs i SSMFS 2008:17 avseende diversifiering, separation och oberoende. Denna grupp av händelser omfattar bl.a. händelser inom händelseklass H2 och H3 (förutom rörbrotten som uttryckligen undantogs i SSMFS 2008:17) där det oberoende enkelfelet ersatts med oberoende multipelt fel med gemensam orsak i en säkerhetsfunktion (enligt nomenklatur i SSMFS 2008:17).

Eftersom de händelser och förhållanden med ett tillkommande oberoende multipelt fel med gemensam orsak enligt 10 § SSMFS 2008:17 skulle värderas mot acceptanskriterier i händelseklass H4, är det lämpligt att händelseklassen benämns H4B. På detta sätt skapas en bättre harmonisering med WENRA:s händelseklassning och motsvarar då WENRA:s *Postulated multiple failure events*. Detta innebär som tidigare beskrivits i vägledningen till 6 § om händelseklass H4A att den nuvarande händelseklassen H4 (Osannolika händelser) modifieras något och får förkortningen H4A.

Internationellt har intentionen med bestämmelsen bl.a. etablerats via WENRA Safety on new NPP designs som pekar ut en indelning av djupförsvarsnivå 3 i två delar (3A och 3B) i det syfte att erhålla en möjlighet att hantera oberoende fel med gemensam orsak. WENRA tydliggör även att strukturer, system och komponenter som tillgodoräknas i 3A får tillgodoräknas i 3B men att strukturer, system och komponenter som är dedikerade till 3B inte får tillgodoräknas i 3A. Detta ligger helt i linje med bestämmelsens syfte, om än att bestämmelsen knyter an till händelseklasser före djupförsvaret. Enligt WENRA SND innehåller händelseklassen *Postulated multiple failure events* följande kategorier i kombination med ursprungliga händelser eller förhållanden:

1. fel med gemensam orsak som påverkar liknande utrustning i ett säkerhets- eller säkerhetsrelaterat system,
2. fel med gemensam orsak som påverkar liknande utrustning i flera säkerhets- eller säkerhetsrelaterade system, och
3. slumpvisa fel som påverkar flera säkerhets- eller säkerhetsrelaterade system.

I dokumentet skrivs dock senare att punkt 2 och 3 ovan inte postuleras i den deterministiska värderingen. Således återstår endast punkt 1 i linje med bestämmelsens punkt 1.

I samband med införandet av dåvarande nya föreskrifter SKIFS 2004:2 (senare SSMFS 2008:17) förväntade sig SKI att det nya kravet på åtgärder för att förebygga fel med gemensam orsak i 10 § SSMFS 2008:17 skulle innebära att det system med manuella uppgifter för avställning av en kokvattenreaktor medelst inpumpning av borlösning skulle konstrueras med en högre grad av automation. Automatisering av borsystemet krävdes dock inte explicit. Samtliga tillståndshavare genomförde en utredning som kom fram till att en automatisering av systemet var orimlig eftersom säkerhetsnyttan var för låg. SKI bedömde utifrån detta likväl att en automatisering av borsystemet behövdes i samband med de s.k. övergångsplanerna. För att tillståndshavarna inte ska kunna ta fram motsvarande utredningar efter att dessa föreskrifter tas ikraft föreslogs inom föreskriftsprojektet till en början att rimlighetsvärderingar vid urval av fel med gemensam orsak i reaktivitetskontrollen skulle förbjudas. Istället valde Strålsäkerhetsmyndigheten att införa punkt 3 i bestämmelsen som innebär att förmågan att föra in styrstavar i härden uteblir och

att härden därmed behöver ställas av på ett annat sätt, exempelvis genom ett automatiserat borsystem i en kokvattenreaktor.

Bestämmelsens andra stycke är en följd av allmänna råd till 10 § SSMFS 2008:17 som angav ett generellt undantag för rörbrott från händelser och förhållanden med multipla fel. Även om undantaget för rörbrott angavs generellt, var den ursprungliga intentionen att undanta specifika rörbrott inuti reaktorinneslutningen med en uppskattad inträffandefrekvens större än  $10^{-4}$  per år, eftersom det bedömdes som orimligt att ansätta dessa händelser tillsammans med ett antagande om ett oberoende multipelt fel. Ett sådant antagande bedömdes medföra omfattande ändringar i befintliga kärnkraftsreaktorers konstruktion, vilket inte ansågs medföra en tillräckligt stor förbättring av säkerheten för att vara motiverad. Denna bedömning är fortfarande giltig för befintliga kärnkraftsreaktorer, varför andra stycket i bestämmelsen finns. För nya kärnkraftsreaktorer, där det redan från början av kärnkraftsreaktorns sammantagna utformning är möjligt att beakta alla händelser och förhållanden med tillhörande antaganden såväl som att höja kvaliteten på vissa delar och därmed sänka den uppskattade inträffandefrekvensen, är det Strålsäkerhetsmyndighetens bedömning att ett sådant undantag inte är befogat. Motivet till att formuleringar har ändrats från ett generellt undantag för rörbrott till det mer specifika i dessa föreskrifter beror på att Strålsäkerhetsmyndigheten inte bedömer det som orimligt att kunna omhänderta exempelvis rörbrott utanför reaktorinneslutningen tillsammans med ett multipelt oberoende fel med gemensam orsak om sådana rörbrott har en uppskattad inträffandefrekvens större än  $10^{-4}$  per år.

För vissa händelser och förhållanden av specifikt ursprung, främst med händelser vid förläggningsplatsen i åtanke, finns det inga händelser och förhållanden i händelseklass H2 och H3 framtagna tidigare. Anledningen är att händelsen eller förhållandet med en frekvens som placerar den i händelseklass H2 eller H3 bedöms täckas in av motsvarande händelse eller förhållande i händelseklass H4, alternativt att det är visat att händelsen eller förhållandet i händelseklass H2 eller H3 inte påverkar förmågan att fullgöra de grundläggande funktionerna. Även för dessa händelser och förhållanden (exempelvis jordbävningar) är det dock rimligt att beakta fel med gemensam orsak.

Punkterna 1 och 2 införlivar delar av beslutet om oberoende härdkyllning (SSM2012-3021) då punkt 1 svarar upp mot innebörden av de i beslutet namngivna händelserna och förhållanden *ELAP* (*Extended Loss of AC Power*) och *LUHS* (*Loss of Ultimate Heat Sink*) samt att punkt 2 svarar upp mot de uppskattade inträffandefrekvenserna för händelser vid förläggningsplatsen som anges i beslutet.

Stöd för bestämmelsen finns i punkt 3.40 i IAEA:s SSG-2 som anger exempel på *PIEs* som kan ingå i *plant state Design Extension Conditions without significant fuel degradation (DEC A)*. I tabell 2.1 visas kopplingen mellan *plant state DEC A* och händelseklass H4B.

Stöd för bestämmelsen finns även i Issue F2.2 i WENRA:s SRL som anger, vilket ligger i linje med händelseklass H4B, att urvalsprocessen för *DEC A* ska beakta händelser och kombinationer av händelser som inte kan anses vara extremt osannolika och som kan leda till svåra bränsleskador i härd eller bränslebassäng. Urvalsprocessen ska omfatta händelser vid definierade driftlägen, *internal* och *external hazards* och fel med gemensam orsak. Alla reaktorer och bränsleförvaring på förläggningsplatsen beaktas om tillämpligt.

Strålsäkerhetsmyndighetens överväganden om kopplingen mellan händelseklasser och antagonistiska händelser och förhållanden beskrivs i vägledning till 5 § om händelseklass H2.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen har utökats i förhållande till 2 § SSMFS 2008:17 genom att händelseklassen H4B delvis är ny.



Bestämmelsens punkt 1 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 10 och 22 §§ SSMFS 2008:17 genom att ett frekvensintervall är angivet.

Kravet i punkt 2 är nytt avseende yttre händelser eller förhållanden med viss uppskattad inträffandefrekvens.

Bestämmelsens punkt 3 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 10 § SSMFS 2008:17 genom att händelser och förhållanden med ett tillkommande oberoende funktionsfel som medför att kärnkraftsreaktors förmåga att föra in styrtstavar i reaktorhärden uteblir ska beaktas.

Kravet är nytt i förhållande till 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1 genom att antagonistiska händelser och förhållanden knyts till händelseklasser enligt bestämmelsens punkt 4.

Bestämmelsens andra stycke innebär en skärpning i förhållande till 10 § SSMFS 2008:17 genom att det inte längre gäller rörbrott generellt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Punkt 3.48 i IAEA:s SSG-2 avseende exempel på *PIEs* som kan ingå i händelseklassen *DEC A*,
- Issue F1.2 i WENRA:s SRL avseende uppdelning av *DEC* i *DEC A* och *DEC B*, och identifiering av *reasonably practicable provisions* som kan implementeras för att förhindra *severe accidents*,
- Issue F2.2 i WENRA:s SRL avseende urvalsprocess för *DEC A*, och
- Issue T6.1 i WENRA:s SRL avseende identifiering av *events* som är mer allvariga än *design basis events* som del av urvalsprocessen för *DEC*.

## 2 kap. 9 § Händelseklass H5 – Mycket osannolika händelser och förhållanden

**9 §** Identifierade händelser och förhållanden där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids, ska tilldelas händelseklass H5 om

1. de inte antas inträffa med en inträffandefrekvens som är mindre än  $10^{-6}$  per år och inte tilldelas händelseklass H6,
2. de är händelser och förhållanden med omfattande frigörelse av radioaktiva ämnen från reaktorhärden för en ny kärnkraftsreaktor,
3. det är ett brott på en ångledning i reaktorinneslutningen för en befintlig kokvattenreaktor i kombination med läckande mellanbjälklag,
4. det är ett bortfall av all icke-batterisäkrad kraftförsörjning inklusive eventuella gravitationsdrivna eller ångdrivna pumpar för befintliga reaktorer, eller
5. de är antagonistiska händelser och förhållanden som i den dimensionerande hotbeskrivningen som Strålsäkerhetsmyndigheten beslutar jämförs med händelser och förhållanden enligt 1.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att tydliggöra vilka händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H5.

### Tillämpning av bestämmelsen

Händelser och förhållanden i händelseklass H5 benämns även *Mycket osannolika händelser och förhållanden*.

Uttrycket *specificerade villkor och begränsningar för normal drift* är definierat i 1 kap. 4 § SSMFS-K.

Avseende vad som avses med *där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids* i bestämmelsen, se vägledning till 5 § om händelseklass H2 för närmare förklaring.

Punkt 1 avser både *nya* och *befintliga kärnkraftsreaktorer* men för befintliga kärnkraftsreaktorer kan det dock vara rimligt att tilldela fler händelser och förhållanden i händelseklass H5 utöver punkt 3 och 4 om ny kunskap visar att det är befogat ur ett värderingsperspektiv enligt 3 kap. Sådana bedömningar kan i så fall ske på en samordnad nationell nivå. För *nya kärnkraftsreaktorer* finns i dagsläget inget acceptanskriterium avseende exponering av allmänheten för joniserande strålning i händelseklass H5. Detta acceptanskriterium är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när det har tagits fram, se även bilaga 1. Punkten ger även öppning för att händelser och förhållanden kan flyttas till händelseklass H6 genom praktisk eliminering enligt 10 § vilket för händelser och förhållanden i bränslebassänger är i linje med 5 kap. 60 § SSMFS-K om praktisk eliminering av dessa.

Med *omfattande frigörelse av radioaktiva ämnen* i punkt 2 avses sådana mängder frigjorda radioaktiva ämnen att acceptanskriterier för händelseklass H5 kan överskridas. Det är högst troligt att sådana avgränsas till händelser eller förhållanden som ger omfattande skador på kärnbränsle. Detta då det bedöms som osannolikt att det på en kärnkraftsreaktor finns andra förekomster av radioaktiva ämnen som både innehåller tillräckliga mängder och har en förmåga att sprida sig till omgivningen.

Med punkt 3 avses att händelsen *ett brott på en ångledning i reaktorinneslutningen i kombination med läckande mellanbjälklag* tilldelas händelseklass H5 för en befintlig kokvattenreaktor. Denna händelse har ingått som konstruktionsstyrande för att förhindra övertryckning av reaktorinneslutningen enligt de riktlinjer för svåra haverier i befintliga reaktorer som anges i regeringsbeslut från den 27 februari 1986 (regeringsbeslut 11, 12 och 13).

Med punkt 4 avses att händelsen *bortfall av all icke-batterisäkrad kraftförsörjning inklusive eventuella gravitations- eller ångdrivna system* tilldelas händelseklass H5 för en befintlig kok- eller tryckvattenreaktor. Denna händelse anses täcka in tänkbara händelseförlopp som kan drabba en kärnkraftsreaktor och har ansetts utgöra gränsen för vilka händelser och förhållanden som det är möjligt och rimligt att hantera för befintliga kärnkraftsreaktorer. Även denna händelse har ingått som konstruktionsstyrande i enlighet med regeringsbeslut 11, 12 och 13.

Med punkt 5 avses att en delmängd av de antagonistiska händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H5 vars postulerade frekvens är jämförbar med den typ av händelser och förhållanden enligt punkt 1 vilket framgår av DHB:n.

Uttrycken *befintlig kärnkraftsreaktor* och *ny kärnkraftsreaktor*, förklaras i vägledningen till 1 kap. 2 §.

### **Bakgrund och överväganden**

Krav på indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17. Händelseklass H5 i dessa föreskrifter avser i första hand händelser och förhållanden som är mycket osannolika på motsvarande sätt som tidigare definition i SSMFS 2008:17 snarare än en beskrivning av konsekvenser. Konsekvenserna som händelser och förhållanden i händelseklass H5 kan leda till beskrivs liksom tidigare inte av händelseklassen. Händelseklass H5 förväntas dock inrymma sådana händelser som kan leda till omfattande frigörelse av radioaktiva ämnen. Händelseklass H5 har förtydligats i förhållande till äldre bestämmelser genom att specificera händelseklassens omfattning.

För befintliga kärnkraftsreaktorer har villkoren i regeringsbeslut 11, 12 och 13, resulterat i de händelser och förhållanden som framgår av bestämmelsens punkt 3 och 4.

Stöd för bestämmelsen finns i punkt 3.48 IAEA:s SSG-2 som anger exempel på *PIEs* som kan ingå i *plant state Design Extension conditions with core melting (DEC B)*. I tabell 2.1 visas kopplingen mellan *plant state DEC B* och händelseklass H5.

Stöd för bestämmelsen finns även i Issue F2.3 i WENRA:s SRL som anger, vilket ligger i linje med händelseklass H5, att uppsättningen av händelser i *DEC B* ska vara postulerade och täcka situationer där förmågan att förhindra svåra bränsleskador överskridits eller där funktioner inte fungerar som avsett vilka leder till svåra bränsleskador.

Strålsäkerhetsmyndighetens överväganden om kopplingen mellan händelseklasser och antagonistiska händelser och förhållanden beskrivs i vägledning till 5 § om händelseklass H2.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 2 § SSMFS 2008:17 avseende vilka händelser och förhållanden som ska tilldelas händelseklass H5.

Bestämmelsens punkt 3 och 4 innebär inte någon ändring i sak i förhållande till regeringsbesluten från den 27 februari 1986, se regeringsbeslut 11, 12 och 13.

Kravet är nytt i förhållande till 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1 genom att antagonistiska händelser och förhållanden knyts till händelseklasser enligt bestämmelsens punkt 5.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Punkt 3.48 i IAEA:s SSG-2 avseende exempel på *PIEs* som kan ingå i *DEC B*,
- Issue F1.2 i WENRA:s SRL avseende uppdelning av *DEC* i *DEC A* och *DEC B*, och identifiering av *reasonably practicable provisions* som kan implementeras för att förhindra *severe accidents*,
- Issue F2.3 i WENRA:s SRL avseende uppsättningen av händelser i *DEC B*, och
- Issue T6.1 i WENRA:s SRL avseende identifiering av *events* som är mer allvarliga än *design basis events* som del av urvalsprocessen för *DEC*.

## 2 kap. 10 § Händelseklass H6 - Extremt osannolika händelser och förhållanden

**10 §** Identifierade händelser och förhållanden där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids, ska tilldelas händelseklass H6 om det inte är möjligt och rimligt att de tilldelas annan händelseklass.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga vilka händelser och förhållanden som tilldelas händelseklass H6.

### Tillämpning av bestämmelsen

Uttrycket *specificerade villkor och begränsningar för normal drift* är definierat i 1 kap. 4 § SSMFS-K.

Avseende vad som avses med *där specificerade villkor och begränsningar för normal drift överskrids* i första stycke, se vägledning till 5 § om händelseklass H2 för närmare förklaring.

Med *om det inte är möjligt och rimligt att placera händelsen eller förhållandet till någon annan händelseklass* avses i första stycke att händelsen eller förhållandet inte kan tilldelas händelseklass H1–H5. I 4–9 §§ om händelseklasser anges hur, om och vilka händelser och

förhållanden som ska inplaceras i respektive händelseklass. Typer av extremt osannolika händelser och förhållanden kan vara:

1. händelser och förhållanden i händelseklass H4B enligt 8 § första stycket 1 som inte bedöms som möjlig och rimlig att kunna omhänderta, eller
2. händelser och förhållanden inklusive kombinationer av dessa med en uppskattad inträffandefrekvens mindre än  $10^{-6}$  per år som inte bedöms som möjligt och rimligt att kunna omhänderta men som inte är inplacerad, av Strålsäkerhetsmyndigheten, i annan händelseklass oberoende av inträffandefrekvens.

### Bakgrund och överväganden

Det finns händelser och förhållanden som det inte bedöms som rimligt att omhänderta i kärnkraftsreaktorns konstruktion. Det kan exempelvis vara händelser och förhållanden som kan visas vara fysikaliskt orimliga eller händelser och förhållanden som medför katastrofala globala effekter där följderna av en tillkommande händelse eller förhållande på en kärnkraftsreaktor har försumbara effekter för allmänhet och omgivning i jämförelse med ursprungshändelsen.

Händelseklass H6 har tidigare varit definierat i 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17 under benämningen extremt osannolika händelser (restriskhändelser) där händelseklassen endast omfattade händelser under en bedömd lägsta sannolikhetsnivå vilka inte behövde beaktas. I dessa föreskrifter har definitionen utökats och förtydligats genom att specificera händelseklassens omfattning och den värdering som behövs i förhållande till äldre bestämmelser, se vidare 3 kap. 1 och 18 §§.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 och 2 och 22 §§ SSMFS 2008:17 avseende indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue F4.12 i WENRA:s SRL avseende att förhindra högtrycksgenomsmältning av reaktortanken, och
- Issue T6.1 i WENRA:s SRL avseende identifiering av *events* som är mer allvarliga än *design basis events* som del av urvalsprocessen för DEC.

## 2.3 – Scenarier för radiologiska nödsituationer

Detta avsnitt innehåller bestämmelser om scenarier för radiologiska nödsituationer. Bestämmelserna tar avstamp i 4 kap. 1 § SSMFS-K där det ställs krav på att antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ligga till grund för specificering av scenarier för radiologiska nödsituationer.

### 2 kap. 11 § Scenarier för radiologiska nödsituationer

**11 §** Specificeringen av scenarier för radiologiska nödsituationer som avses i 4 kap. 1 § Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer, ska genomföras med beaktande av händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5 och, så långt som det är möjligt och rimligt, händelser och förhållanden i händelseklass H6.

Specificeringen av scenarier ska vidare beakta samtidiga radiologiska nödsituationer som omfattar eller påverkar samtliga kärnkraftsreaktorer eller kärntekniska anläggningar inom förlägningsplatsen under ett långvarigt förlopp.

## Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga hur specificering av scenarier för radiologiska nödsituationer genomförs.

## Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen förtydligar 4 kap. 1 § SSMFS-K avseende specificering av scenarier för radiologiska nödsituationer.

Med *scenarier för radiologiska nödsituationer* i första stycket avses systematiska beskrivningar av förlopp vid en hypotetisk radiologisk nödsituation vilka kan vara en följd av de antagna händelser och förhållanden som anges i bestämmelsen. Dessa scenarier utgör grund för planering av en kärnkraftsreaktors beredskap och krishantering enligt 8 kap. 1 § SSMFS-D vilket är dokumenterat i en beredskapsplan enligt 5 kap. 5 §. Scenarierna ligger också till grund för funktioner för beredskap och krishantering enligt 4 kap. 3 § 1 SSMFS-K.

Med *beaktat händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5* i första stycket avses att scenarierna har specificerats baserat på de händelser och förhållanden, inklusive kombinationer av dessa, som har identifierats och tilldelats händelseklass H1–H5.

Med *beaktat händelser och förhållanden i händelseklass H6* i första stycket avses att, förutom att händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5 utgör underlag för specificerade scenarier enligt bestämmelsens punkt 1, behöver hänsyn även vara tagen till mer försvårande händelser och förhållanden vilka har tilldelats händelseklass H6. Det kan vara kombinationer av händelser och förhållanden som sker samtidigt, exempelvis en händelse eller förhållande som tilldelats händelseklass H5 i kombination med en yttre händelse. Dessa yttre händelser kan exempelvis ha orsakats av en naturkatastrof eller vid omfattande sabotage, vilka kan ha medfört allvarliga skador på infrastrukturen inom och utom förlägningsplatsen. Det kan också vara en händelse eller ett förhållande som tilldelats händelseklass H1–H5 men där händelseförloppet inbegriper omfattande funktionsfel i kärnkraftsreaktorns strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten.

Med *så långt som det är möjligt och rimligt* i första stycket avses att extremt osannolika händelser och förhållanden beaktas i den utsträckning som följer av nationella och internationella riktlinjer och erfarenheter avseende beaktande av händelser och förhållanden i kärnkraftsreaktorers beredskap och krishantering. En kärnkraftsreaktors beredskap och krishantering behöver åtminstone ligga i paritet med grunden för samhällets beredskap. Vilka scenarier det är kan vara olika för varje enskild kärnkraftreaktor.

## Bakgrund och överväganden

Bestämmelsen har tidigare funnits i 2 kap. 4 § SSMFS 2014:2 där det ställdes krav på att tillståndshavarna skulle identifiera och dokumentera de förhållanden som kunde uppstå vid olika händelser och händelseförlopp och som låg till grund för planering och utformning av beredskapsverksamheten.

Vid utformning av bestämmelsen har i IAEA:s GSR part 7 och Issue R1.1 och R3.6 i WENRA:s SRL beaktats. Requirement 4.20 anger att beredskapen behöver baseras på scenarier som innefattar *events*, inklusive kombinationer av dessa, med mycket låg inträffandefrekvens och *events* som inte beaktats i kärnkraftreaktorns konstruktion, vilket motsvarar bestämmelsens innebörd. Issue R1.1 anger att beredskapen behöver baseras på alla rimligt förutsägbara *events*, inklusive *events* relaterade till kombinationer av *hazards* såväl som *events* som involverar alla kärnkraftsanläggningar och anläggningar på *site*. Issue 3.6 anger att beredskapen ska vara funktionellt i de fall där infrastrukturen på *site* och runt *site* är allvarligt skadad. Stöd för bestämmelsen finns också delvis i artikel 6 e ii EU-2014/87/Euratom där det anges att kärnkraftsreaktorns beredskapsplan behöver kunna vara tillämplig på olyckor och allvarliga olyckor som kan inträffa i alla driftlägen.

Strålsäkerhetsmyndigheten bedömer i linje med bestämmelsens andra stycke att en kärnkraftsreaktors beredskap och krishantering åtminstone behöver ligga i paritet med grunden för samhällets beredskap. Vilka scenarier det är kan vara olika för varje enskild kärnkraftreaktor. Regeringen beslutade den 14 maj 2020 att genomföra vissa ändringar i förordningen (2003:789) om skydd mot olyckor. Ändringarna rörde beredskapen kring kärnkraftverken. Bakgrunden till ändringarna framgår av Strålsäkerhetsmyndighetens rapport *Översyn av beredskapszoner* (SSM 2017:27). Förslaget som gavs i rapporten bygger på en dimensionerande händelse som SSM fastställt. Denna händelse ingår således i de scenarier för radiologiska nödsituationer som beaktas enligt andra stycket.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen är ett förtydligande i sak i förhållande till 2 kap. 4 och 7 §§ SSMFS 2014:2 genom att tydligare ange vad som beaktas vid specificering av scenarier för radiologiska nödsituationer.

#### Referenser

Bestämmelsen genomför delvis artikel 6 e ii i EU-2014/87/Euratom avseende att kärnkraftsreaktors beredskapsplan behöver kunna vara tillämplig på olyckor och allvarliga olyckor som kan inträffa i alla driftlägen.

Vid utformningen av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 4.20 i IAEA:s GSR part 7 avseende att beredskapen behöver baseras på scenarier som innefattar *events* med mycket låg inträffandefrekvens och *events* som inte beaktats i kärnkraftreaktors konstruktion,
- Issue R1.1 i WENRA:s SRL avseende att beredskapen behöver baseras på scenarier som innefattar kombinationer av *events*, och
- Issue R3.6 i WENRA:s SRL avseende att beredskapen behöver baseras på scenarier då infrastrukturen är allvarligt skadad.

## Kapitel 3. Värdering av antagna händelser och förhållanden

Bestämmelserna i detta kapitel är i huvudsak baserade på äldre bestämmelser i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter SSMFS 2008:1 och SSMFS 2008:17. Bestämmelserna har ensats med bestämmelser i SSMFS 2018:1, SSMFS-K och SSMFS-D. Vidare har bestämmelserna utvecklats och förtydligats med stöd av relevanta delar i IAEA:s GSR Part 3 och Part 4, IAEA:s SSR-2/1, IAEA:s SSG-2 och WENRA:s SRL.

Bestämmelserna syftar till att bekräfta att de grundläggande funktionerna kan fullgöras genom värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H1–H6 (antagna händelser och förhållanden). Detta innebär att påvisa att reaktorns konstruktion är sådan att drift av den inte leder till oacceptabla konsekvenser för arbetstagare, allmänhet och miljön. Värderingen görs mot tekniska och radiologiska acceptanskriterier. De tekniska acceptanskriterierna tas fram av tillståndshavaren medan de radiologiska acceptanskriterierna anges av Strålsäkerhetsmyndigheten och framgår av bilaga 1.

Värderingen av att dessa radiologiska acceptanskriterier är uppfyllda är en del i bevisföringen av att 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K uppfylls, dvs. att kärnkraftsreaktorn har konstruerats så att de grundläggande funktionerna minst kan fullgöras så att de kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K uppfylls. Värderingen omfattar även påverkan på kärnkraftsreaktorns områden utrymmen, strukturer, system och komponenter, inkluderat barriärer som görs mot tekniska acceptanskriterier enligt 3 kap. 10 § och som också är en del i bevisföringen av att 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K uppfylls. Värderingen utgår ifrån de antagna händelser och förhållanden som är identifierade och indelade i händelseklasser enligt 4 kap. 1 § SSMFS-K och som är förtydligade enligt 2 kap. 1-10 §§.

Kapitlet innehåller bestämmelser inom följande områden, indelade i fem avsnitt:

- övergripande bestämmelser,
- värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift,
- värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5,
- värdering av olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen,
- värdering av händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen, och
- värdering av radiologiska konsekvenser med konservativ källterm.

Avsnittet om värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 är i sin tur indelat i tre underavsnitt nämligen 3.3.1-3.

### 3.1 – Övergripande bestämmelser

Detta avsnitt innehåller en övergripande bestämmelser om värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H1–H6 för att med hög trovärdighet påvisa att reaktorns konstruktion är sådan att drift av den inte leder till oacceptabla konsekvenser för arbetstagare, allmänhet och miljön samt att olovlig befattning av strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen kan förhindras.

### 3 kap. 1 § Värdering av antagna händelser och förhållanden

**1 §** Värderingar av antagna händelser och förhållanden ska genomföras i syfte att bekräfta att kärnkraftreaktorns grundläggande funktioner fullgörs i tillräcklig utsträckning.

Värderingarna ska med hög trovärdighet påvisa att risken för exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön för joniserande strålning och för olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen är acceptabel.

Värderingarna ska avse

1. händelser och förhållanden inom förväntad drift enligt 7 §,
2. påverkan på tillståndet hos strålkällor enligt 9 §,
3. det fortsatta händelseförloppet då tillståndet hos en strålkälla har påverkats enligt 10 §,
4. radiologiska konsekvenser för allmänheten enligt 13 §,
5. olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen enligt 17 §,
6. händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen enligt 18 §, och
7. radiologiska konsekvenser av händelser och förhållanden med konservativ källterm enligt 19 §.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange de värderingar som krävs för att påvisa att exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön är acceptabla.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen som syftar till att rama in de värderingar som krävs för att bekräfta att de grundläggande funktionerna kan fullgöras vid händelser och förhållanden i de olika händelseklasserna och därmed påvisa att reaktorns konstruktion är sådan att drift av den inte leder till oacceptabla konsekvenser för arbetstagare, allmänhet och miljön.

Uttrycket *värdering* förklaras i vägledningstexten till 1 kap. 1 § och är ett samlingsnamn vid såväl ingenjörsmässiga bedömningar som systematiska tillvägagångssätt för att ta reda på något värde eller dylikt. Värdering kan vara både kvantitativ eller kvalitativ. Begreppet *analys* är en delmängd av värdering och avser kvantifierande värderingar.

Uttrycket *händelser och förhållanden i händelseklass H1–H6* förklaras i 1 kap. om förklaring av centrala begrepp och uttryck vid tillämpning av dessa föreskrifter och är sådana som direkt eller indirekt antas ha potential att negativt påverka exponering av arbetstagare, allmänhet eller miljön för joniserande strålning.

Med *hög trovärdighet* avses att tilltron till värderingarna är så hög att det inte går att ifrågasätta resultaten även beaktat de osäkerheter som finns.

Med *acceptabla* och *i tillräcklig utsträckning* avses att med värderingar bl.a. påvisa att acceptanskriterier enligt bilaga 1 är uppfyllda. Acceptanskriterier representerar en högsta nivå av vad som kan ses som en acceptabel konsekvens av en händelse eller förhållande ur någon aspekt.

Med *värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift* avses värdering av exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön för joniserande strålning vid händelser och förhållanden i händelseklass H1 samt andra under ett år förväntade händelser och förhållanden i händelseklass H2 med syfte att påvisa att radiologiska acceptanskriterier uppfylls, se vidare 7–8 §§.



Med *värdering av påverkan på tillståndet hos strålkällor* avses värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 med syfte att påvisa att om tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor har påverkats eller ej, se vidare 9 §. Detta moment motsvarar det som internationellt kallas ”*hazard analysis*”.

Med *värdering av det fortsatta händelseförloppet då tillståndet hos en strålkälla har påverkats* avses värdering av det fortsatta händelseförloppet vid händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 med syfte att påvisa att tekniska acceptanskriterier avseende påverkan på barriärerna kring strålkällor uppfylls för värdering av tillgodoräknade strukturer, system och komponenter uppfylls, se vidare 10 §.

Med *värdering av radiologiska konsekvenser för allmänheten* avses värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 med syfte att påvisa att radiologiska acceptanskriterier avseende exponering av allmänheten för joniserande strålning uppfylls, se vidare 13 §.

Med *värdering av olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen* avses värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 med syfte att påvisa att acceptanskriterier avseende olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen uppfylls, se vidare 17 §. På detta sätt visas att antagonisters möjligheter att olovligen föra bort strålkällor, kärnämne eller andra radioaktiva ämnen från tillståndshavarens kontroll begränsas i tillräcklig utsträckning.

Med *värdering av händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen* avses värdering av att händelser och förhållanden i händelseklass H6 visas vara praktiskt taget eliminerade med syfte att förhindra uppkomst av sådana händelser och förhållanden som kan leda till ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen, se vidare 18 §.

Med *värdering av radiologiska konsekvenser med konservativ källterm* avses värdering av vissa händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4A med syfte att påvisa att det finns tillräcklig marginal mot okända osäkerheter för reaktorinneslutningens funktionssäkerhet, se vidare 19 §.

### **Bakgrund och överbåganden**

Bestämmelsen förtydligar de värderingar som följer av 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 där det bl.a. framgår att händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ska identifieras och värderas innan en verksamhet påbörjas, under den tid den bedrivs och när den avvecklas.

Krav på värderingar för att påvisa att exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön är acceptabla har tidigare reglerats i både SSMFS 2008:1 och SSMFS 2008:17 på en övergripande nivå. I 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 ställdes det krav på att innan en kärnteknisk anläggning uppfördes eller ändrades och togs i drift, skulle kapaciteten hos anläggningens barriärer och djupförsvaret att förebygga radiologiska nödsituationer och lindra konsekvenserna om sådana ändå skulle uppstå, analyseras med deterministiska metoder för att visa att gränsvärden innehålls för barriärer för varje händelseklass. I 22 § SSMFS 2008:17 ställdes det bl.a. krav på att analyserna av händelser och förhållanden i olika händelseklasser ska göras med specificerade analysförutsättningar och acceptanskriterier. Även krav på värderingar av det fysiska skyddet har tidigare reglerats i 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1 där det bl.a. angavs att utformningen av det fysiska skyddet ska vara grundat på analyser som utgår från nationell dimensionerande hotbeskrivning. I allmänna råd till samma paragraf angavs att för varje anläggning ska analyser som utgår från den dimensionerande hotbeskrivningen leda till åtgärder för fysiskt skydd i syfte att försvåra, fördröja och begränsa konsekvenserna av ett obehörigt intrång, sabotage eller annan sådan handling samt försvåra och fördröja otillåten tillgång till kärnämnen eller kärnavfall. Som resultat av dessa analyser borde såväl konsekvenser som behov av åtgärder i anläggningen och principiella motåtgärder beskrivas.

Vid utformning av bestämmelsen har Requirement 15 i IAEA:s GSR Part 4 använts som stöd där det anges att både *deterministic* och *probabilistic approach* ska användas för *safety analysis*. För detta kapitel är det *deterministic approach* som är fokus. Vidare framgår i punkt 4.54 att *deterministic approach* förväntas ge resultat med hög trovärdighet (*high degree of confidence*). Vid utformning av bestämmelsen har även Requirement 5 i IAEA:s SSR-2/1, Issue E1.1 och F1.1 i WENRA:s SRL använts som stöd avseende de delar som föreskriver värdering av exponering av arbetstagare och allmänhet för joniserande strålning.

Med *deterministic approach* avses att med förutbestämda regler och antaganden beräkna ett resultat, eller ett resultatintervall då osäkerheter inkluderas, utifrån initial- och randvillkor som ansätts ha sannolikheten 1. Detta överensstämmer med definitionen i IAEA:s Safety Glossary:

*”Analysis using, for key parameters, single numerical values (taken to have a probability of 1), leading to a single value for the result. In the safety of nuclear installations, for example, this implies focusing on accident types, releases of radioactive material and consequences, without considering the probabilities of different event sequences.”*

Det överensstämmer också med syftet med deterministisk metod enligt IAEA:s GSR Part 4:

*”The aim of the deterministic approach is to specify and apply a set of deterministic rules and requirements for the design and operation of facilities or for the planning and conduct of activities. When these rules and requirements are met, they are expected to provide a high degree of confidence that the level of radiation risks to workers and members of the public arising from the facility or activity will be acceptably low.”*

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 2 kap. 11 § och 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 samt 22 § SSMFS 2008:17 genom att bestämmelsen tydligare anger syfte och omfattning av värderingar som krävs i detta kapitel.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 15 i IAEA:s GSR Part 4 avseende omfattning av *safety analysis* och syftet med *deterministic approach*,
- Requirement 5 i IAEA:s SSR-2/1 avseende exponering av arbetstagare och allmänheten för joniserande strålning, och
- Issue E1.1 och F1.1 i WENRA:s SRL avseende att acceptanskriterier vid värdering av exponering av arbetstagare och allmänhet för joniserande uppfylls.

### 3 kap. 2 § Antaganden och underlag

2 § Värderingarna enligt 1 § ska baseras på motiverade antaganden och kvalitetssäkrat underlag som är relevant för kärnkraftsreaktorn.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 för att belysa behovet av motiverade antaganden och kvalitetssäkrade underlag vilket i sin tur bidrar till att uppnå hög trovärdighet i värderingarna.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *motiverade antaganden* avses att de antaganden som ligger till grund för värderingen baseras på en redovisad logisk argumentation som stödjer de antaganden som gjorts. Exempelvis kan det vara antaganden om tillgänglighet, tillförlitlighet och

andra förutsättningar för de områden, utrymmen, strukturer, system och komponenter samt manuella uppgifter som har tillgodoräknats i värderingarna. Det kan också vara antaganden som förenklar eller på annat sätt underlättar värderingen. Inom ramen för den kravbild som dessa föreskrifter anger, finns det med denna bestämmelse utrymme för sådana antaganden om det kan motiveras att resultaten av värderingen fortfarande är giltiga. Ett exempel på sådana antaganden som kan vara acceptabla är antaganden om systemtillgänglighet. För att förenkla den värderingen och för att definiera ett tydligt begynnelseläge, används ibland start av reaktorskyddssystemet, vilket kan vara rimligt och i linje med kravbilden. Om detta förfaringsätt används är det viktigt att tydligt motivera att inga strålsäkerhetsaspekter förloras.

Med *kvalitetssäkrat underlag* avses att det underlag som används för värderingarna har genomgått en systematisk process för att identifiera och hantera förekommande fel. Underlag med en kontrollerad kvalitet är en viktig parameter för att de värderingar som görs ska vara tillförlitliga, oavsett om de baseras på kvalitativa eller kvantitativa data.

Med *underlag som är relevant för kärnkraftsreaktorn* avses exempelvis data som återspeglar kärnkraftsreaktorns konstruktion och driftsätt eller omgivningens egenskaper.

### Bakgrund och överväganden

Krav på motiverade antaganden har tidigare funnits i allmänna råd till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det angavs att säkerhetsanalysen bör ha god spårbarhet och väl motiverade antaganden, samt data som är relevanta för anläggningen.

Krav på att aktuella värderingar finns i 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1. Kravet på aktuella värderingar följer också av 10 § 1 kärntekniklagen med fokus på att ”fortlöpande och systematiskt värdera, verifiera och, så långt det är möjligt och rimligt, förbättra säkerheten (...)”. Därmed finns inget behov av att reglera detta i bestämmelsen.

Vid utformningen av bestämmelsen har Issue E8.7a och Issue F3.1a i WENRA:s SRL beaktats. I Issue E8.7a anges att *safety analysis* är baserade på antaganden och argument som motiverade och konservativa medan i Issue F3.1a anges att dessa är baserade på antaganden eller argument som är motiverade.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue E8.7a i WENRA:s SRL anger att safety analysis ska baseras på metoder, antaganden och argument, som är motiverade och konservativa, och
- Issue F3.1a i WENRA:s SRL anger att safety analysis av design extension conditions ska vara baserade på metoder, antaganden och argument som är motiverade.

### 3 kap. 3 § Verifiering och validering av metoder

**3 §** Metoderna som tillämpas för värderingarna enligt 1 §, ska så långt som det är möjligt och rimligt vara verifierade och validerade.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att säkerställa att metoder som tillämpas är giltiga för sitt ändamål vilket i sin tur bidrar till att uppnå hög trovärdighet i värderingarna.

**Tillämpning av bestämmelsen**

Med *metoderna* avses modeller och beräkningsprogram som tillämpas vid genomförande av värderingar för att med hög trovärdighet påvisa att exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön är acceptabla.

Med *verifierade* modeller och beräkningsprogram avses kontroll av att den matematiska modellen är korrekt implementerad respektive kontroll av att programmet överensstämmer med dess beskrivning i systemkoddokumentationen.

Med *validerade* modeller och beräkningsprogram avses jämförelser med data från experiment och inträffade händelser eller förhållanden. Valideringarna görs för att bedöma hur väl beräkningsprogrammet återger händelseförlopp för att dra slutsatser om typiska osäkerheter som kan förknippas med olika förlopp och parametrar. I vissa fall kan det vara aktuellt med validering genom jämförelse mellan olika beräkningsprogram som benämns som ”kod-till-kod validering”.

Med *möjligt och rimligt* avses att modeller och beräkningsprogram i vissa fall inte kan verifieras och valideras fullt ut som exempelvis vid antagna händelser och förhållanden i händelseklass H5 och antagonistiska händelser och förhållanden.

**Bakgrund och överväganden**

Bestämmelsen har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det angavs att modeller och beräkningsprogram används för säkerhetsanalyser och för att fastställa konstruktions- samt villkor och begränsningar för normal drift ska vara validerade och verifierade.

Vid utformning av bestämmelsen har delar av Requirement 18 i IAEA:s GSR Part 4 beaktats avseende att alla beräkningsmetoder och datorprogram som används i analyser ska genomgå en tillräcklig verifiering och validering. Requirement 18 i IAEA:s GSR Part 4 har använts som stöd vid förklaring av begreppen verifiering och validering. Requirement 18 preciseras närmare i IAEA:s SSG-2. Även Issue E8.7d i WENRA:s SRL har beaktats som anger att *safety analysis* ska vara reviderbara och reproducerbara.

**Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 vid värderingar av händelser och förhållanden.

Kravet är nytt avseende värderingar av händelser och förhållanden inom förväntad drift.

**Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats

- Requirement 18 i IAEA:s GSR Part 4 avseende tillräcklig verifiering och validering av alla metoder som används i analyser, och
- Issue E8.7d i WENRA:s SRL avseende reviderbara och reproducerbara *safety analysis*.

**3 kap. 4 § Hantering av osäkerheter i värderingar**

**4 §** Osäkerheter i värderingarna enligt 1 § ska beaktas.

*Allmänt råd till 3 kap. 4 §:*

Osäkerheter i värderingarna bör beaktas i enlighet med de rekommendationer som följer av IAEA:s SSG-2 eller andra relevanta säkerhetsstandarder från IAEA.

## Syfte

Syftet med bestämmelsen är att säkerställa att osäkerheter beaktas i värderingar för att öka tilltron till resultaten av dessa vilket i sin tur bidrar till att uppnå hög trovärdighet i värderingarna.

## Tillämpning av bestämmelsen

Med *rekommendationer som följer av IAEA:s SSG-2* i det allmänna rådet avses de olika sätt osäkerheter som bör beaktas vid värdering av händelser och förhållanden i olika händelseklasser.

Med *andra relevanta säkerhetsstandarder från IAEA* i det allmänna rådet avses att bestämmelsen omfattar fler typer av värderingar än vad IAEA:s SSG-2 omfattar.

## Bakgrund och överväganden

Bestämmelsen har tidigare delvis funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det bl.a. framgick att för säkerhetsanalyser skulle osäkerheter vara beaktade. Av tillhörande allmänna råd framgick bl.a. att osäkerheterna i deterministiska säkerhetsanalyser borde beaktas antingen genom att göra konservativa analyser eller genom att göra realistiska analyser kombinerade med osäkerhetsanalys.

Vid utformning av bestämmelsen har Requirement 17 i IAEA:s GSR Part 4 beaktats avseende att *uncertainty and sensitivity analysis* ska utföras och beaktas i resultaten av värderingarna och de slutsatser som dras av den. Av punkt 4.59 till samma Requirement framgår bl.a. att osäkerheter som kan ha konsekvenser för resultatet av värderingen ska behandlas i *uncertainty and sensitivity analysis*. *Uncertainty analysis* avser huvudsakligen den statistiska kombinationen och spridningen av osäkerheter i data, medan *sensitivity analysis* avser resultatens känslighet för huvudantaganden om parametrar, scenarier eller modellering.

Då värderingarna enligt 1 § varierar för olika antagna händelser och förhållanden är det mer lämpligt att föreskriva med hänvisning till relevanta säkerhetsstandarder från IAEA så att osäkerheterna i dessa värderingar beaktas med hänsyn till aktuellt kunskapsläge för att ge resultaten en trovärdighet. Syftet är att påvisa att resultaten inte nämnvärt påverkas vid mindre justeringar i exempelvis metod eller gjorda antaganden.

Enligt IAEA:s SSG-2 (se punkterna 2.8-2.15) finns det fyra alternativ som kan tillämpas för deterministiska värderingar beroende på typ av händelse eller förhållande, se tabell 3.1 nedan.

Tabell 3.1: Olika alternativ som kan tillämpas för deterministiska värderingar enligt SSG-2. Begreppet realistisk betyder här "best estimate" utan hantering av osäkerheter. I SSG-2 finns en kolumn om systemtillgänglighet för varje alternativ. Denna har inte tagits med i tabellen utan återfinns i berörda vägledningstexter.

Alternativ	Benämning	Beräkningsprogram	Initial- och randvillkor
1	Konservativ	Konservativ	Konservativa
2	Kombinerad	Realistisk	Konservativa
3	"Best estimate"	Realistisk	Realistiska med hantering av osäkerheter
4	Realistisk	Realistisk	Realistiska

Alternativ 1 (konservativ) är ett konservativt tillvägagångssätt där beräkningsprogrammet är konservativt, initial- och randvillkor inklusive tillgänglig tid för manuella uppgifter, ansätts med pessimistiska värden. Alternativet har tillämpats för att förenkla värderingarna och för att kompensera för begränsningar i modeller och kunskap om fysikaliska fenomen.

Alternativ 2 (kombinerad) skiljer sig från alternativ 1 genom att ett realistiskt beräkningsprogram används i stället för ett konservativt. Syftet med alternativ 2 är att få ett konservativt resultat som ändå återspeglar ett verkligt händelseförlopp. Utgångspunkten är att initial- och randvillkor som används ansätts konservativt. Nyckelparametrar identifieras genom *sensitivity analysis* som visar vilka parametrar som har stor påverkan på resultatet. Den fullständiga analysen kräver således en kombination av validering av beräkningsprogram, användning av konservativa indata och att *sensitivity analysis* för att identifiera nyckelparametrar genomförs.

I alternativ 3 ("best estimate") tillåts användning av realistiska modeller, istället för konservativa, i beräkningsprogram, tillsammans med realistiska initial- och randvillkor. Osäkerheter identifieras för att med statistisk behandling uppskatta osäkerheten i de beräknade resultaten. Eventuella samband mellan osäkerheter beaktas.

Alternativ 4 (realistisk) är lämplig för värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2 där syftet är att visa att kärnkraftsreaktorn kan återföras inom specificerade villkor och begränsningar för normal drift enligt 3 kap. 11 §. Alternativ 4 tillämpas även för värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H4B och H5.

Krav på vilka metoder och antaganden som ska tillämpas samt hur osäkerheter ska beaktas i olika typer av värderingar finns även i WENRA:s SRL. De mest berörda är Issue E8.7 och Issue F3.1 samt T6.3.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att tydligare ange hur osäkerheter i värderingar av händelser och förhållanden beaktas.

Kravet är nytt avseende värderingar av händelser och förhållanden inom förväntad drift.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 17 i IAEA:s GSR Part 4 avseende hantering av *uncertainty and sensitivity analysis*,
- punkterna 2.8-2.15 i IAEA:s SSG-2 avseende *options* som kan tillämpas för deterministiska metoder,
- Issue E8.1 i WENRA:s SRL avseende initial- och randvillkor som ska specificeras med konservatism,
- Issue E8.5 i WENRA:s SRL avseende att ett *safety systems* ska antas ha en prestanda som är mest försvarande för händelsen (avseende val av randvillkor)
- E8.7a-c i WENRA:s SRL avseende de delar som berör hantering av osäkerheter,
- Issue E8.7a i WENRA:s SRL avseende att *safety analysis* ska baseras på metoder, antaganden och argument, som är motiverade och konservativa,
- Issue E8.7b i WENRA:s SRL avseende att *safety analysis* ska säkerställa att osäkerheter och dess inverkan adekvat har beaktats,
- Issue E8.7c i WENRA:s SRL avseende att *safety analysis* ska bevisa adekvata marginaler har inkluderats när *design basis* har definierats för att säkerställa att alla händelser har beaktats,
- Issue F3.1a i WENRA:s SRL avseende att *safety analysis* av *design extension conditions* inte bör vara överdrivet konservativa,
- Issue F3.1b i WENRA:s SRL avseende att *safety analysis* av *design extension conditions* ska vara granskningsbara, med särskild uppmärksamhet när expertutlåtanden nyttjas och ta hänsyn till osäkerheter och dess inverkan (WENRA:s SRL avseende hanteringen av osäkerheter),
- Issue F3.1f i WENRA:s SRL avseende att *safety analysis* av *design extension conditions* ska påvisa, där tillämpligt, tillräckliga marginaler för att undvika

tröskeeffekter som resulterar i oacceptabla konsekvenser som svåra bränsleskador i *DEC A* och stora eller tidiga utsläpp i *DEC B*, och

- Issue T6.3a i WENRA:s SRL avseende demonstration av tillräckliga marginaler för att undvika tröskeeffekter som kan leda till förlust av en *fundamental safety function* vid värdering av *natural hazards* i *DEC*.

### 3 kap. 5 § Händelser och förhållanden som täcker in andra händelser och förhållanden

**5 §** Händelser och förhållanden som ska värderas enligt 1 § kan utelämnas från en värdering om det kan visas att de täcks in av andra värderingar.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att tydliggöra hur antagna händelser och förhållanden kan utelämnas från värdering om de kunnat motiveras att de täcks in av värderingar av andra antagna händelser och förhållanden.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med bestämmelsen avses att det är acceptabelt att enbart värdera vissa antagna händelser och förhållanden i mer detalj om detta kan motiveras. Detta kallas ofta för att arbeta med paraplyfall.

Med *täcks in av andra värderingar* avses värderingar av antagna händelser och förhållanden som är mer utmanande med avseende på exempelvis processvariabler och säkerhetsparametrar som exempelvis tryck i reaktortanken, temperatur hos kärnämne, antagonistiskt intrång i skyddat utrymme, temperatur i reaktorinneslutningen eller vattennivå i bränslebassängen. För att finna de mest utmanande händelserna och förhållandena för olika acceptanskriterier är det ofta praktiskt att gruppera antagna händelser och förhållanden som kan leda till att ett specifikt acceptanskriterium kan utmanas. I vissa fall kan en händelse eller ett förhållande vara mer utmanande för ett acceptanskriterium, exempelvis inneslutningstryck, och en annan händelse eller annat förhållande vara mer utmanande för ett annat acceptanskriterium, exempelvis temperatur i kondensationsbassängen. En händelse eller ett förhållande kan vara begränsande för flera olika acceptanskriterier.

#### Bakgrund och överväganden

Krav på att värderingar täcks in av andra värderingar har tidigare funnits i allmänna råd till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det framgick att identifierade händelser som inte blir föremål för vidare analys borde anges med motivering till varför de inte behöver analyseras. Då det inte är möjligt eller rimligt att värdera alla tänkbara händelser och förhållanden i detalj är utgallring av händelser och förhållanden nödvändigt genom hela värderingsprocessen. Bestämmelsen avser därför att ge utrymme för denna successiva utgallring så att värderingen kan fokusera på de händelser och förhållanden som har störst betydelse för strålsäkerheten.

Stöd för bestämmelsen finns i 3.23 och 3.24 i IAEA:s SSG-2 som anger att *postulated initiating events* som leder till liknande utmaning för *safety functions* och barriärer grupperas och begränsande fall gallras ut.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har punkterna 3.23 och 3.24 i IAEA:s SSG-2 avseende gruppering och utgallring beaktats.



### 3 kap. 6 § Förutsättningar vid värdering av händelser och förhållanden

- 6 §** Värderingarna enligt 1 § andra stycket 2, 3, 5 och 6 får tillgodoräkna
1. funktioner hos områden, utrymmen, strukturer, system och komponenter för vilka det har bekräftats att de miljöbetingelser, belastningar och andra effekter som påverkar dessa har beaktats,
  2. manuella uppgifter för att hantera händelsen eller förhållandet för vilka det har bekräftats att förutsättningarna enligt 4 kap. 19 § Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer uppfylls inklusive att radiologiska acceptanskriterier avseende stråldos till arbetstagare i bilaga 1 har påvisats vara uppfyllda, och
  3. insatser av polis med insatstider och förmågor enligt förutsättningar som Strålsäkerhetsmyndigheten anger.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange förutsättningar för vad som får tillgodoräknas i värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses att ange krav på värdering av funktionssäkerhet och den totala påverkan som en antagen händelse eller förhållande har på tillgodoräknade områden, utrymmen, strukturer, system och komponenter.

Med *som påverkar* i punkt 1 avses exempelvis förändrade miljöbetingelser till följd av förändringar i tryck, temperatur, luftfuktighet, eller belastningar och belastningskombinationer som kan uppstå i rörledningar eller reaktorhärden.

Med punkt 2 avses att manuella uppgifter för att hantera händelsen eller förhållandet får tillgodoräknas om det kan påvisas att det finns förutsättningar att genomföra dessa manuella uppgifter. Detta inkluderar exempelvis manuella driftomläggningar och övriga aktiveringar då det visats att det finns möjlighet att arbetstagare görs medvetna om den pågående situationen och i övrigt har den tid som behövs och fysisk möjlighet att genomföra nödvändiga uppgifter manuellt. Dessa manuella uppgifter kan förutom driftomläggningar och övriga aktiveringar innefatta sådant avhjälpande underhåll. I enlighet med 4 kap. 19 § SSMFS-K ingår i dessa förutsättningar även beaktande av miljöförhållanden i de områden och utrymmen dit tillträde är nödvändigt för att utföra uppgifterna, inklusive strålningsmiljö. Vad som avses med begreppet *manuella uppgifter* definieras i 1 kap. 4 § SSMFS-K.

Med *radiologiska acceptanskriterier i bilaga 1* i punkt 2 avses acceptanskriterier som representerar den högsta nivå som kan ses som acceptabel konsekvens vid värderingen av effektiv dos till arbetstagare som utför manuella uppgifter för att hantera händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5. Dessa radiologiska acceptanskriterier anges i bilaga 1, se tabell 1. I denna bestämmelse anges detta som en förutsättning för möjligt tillgodoräknande. Värderingen av att dessa radiologiska acceptanskriterier är uppfyllda är en del i bevisföringen för att de grundläggande funktionerna kan fullgöras vid händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 enligt 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K. Det bör noteras att enligt 4 kap. 5 § andra stycket SSMFS-K ska en kärnkraftsreaktor konstrueras så att den förutsedda exponeringen och risken för exponering av arbetstagare begränsas så långt som det är möjligt och rimligt.

#### Bakgrund och överväganden

Krav på miljötålighet och miljöpåverkan för utrustning vars funktion är tillgodoräknad angavs generellt i 16 § SSMFS 2008:17, samt specifikt för rörbrott i 12 § SSMFS 2008:17. Bestämmelsen avser inte att ändra något i sak, utan fortsättningsvis gäller att områden,



utrymmen, strukturer, system och komponenter måste tåla de miljöbetingelser de kan utsättas för i de situationer då deras funktion tillgodoses. Bestämmelsen avser dock påverkan på sådant som behövs för att uppfylla tekniska acceptanskriterier för barriärer kring strålkällor, inte påverkan på barriären i sig. Detta regleras i 10 §. Motsvarande uppdelning görs i IAEA:s SSG-2 där acceptanskriterier delas in i *safety criteria* och *design criteria*. *Safety criteria* anges vara antingen relaterat direkt till radiologiska konsekvenser eller till integriteten hos barriärer, vilket i föreskriften motsvaras av radiologiska acceptanskriterier (bilaga 1) och tekniska acceptanskriterier avseende påverkan på barriärerna kring strålkällor (10 §). *Design criteria* anges vara relaterat till tålighet av individuella strukturer, system och komponenter som är en förutsättning för att uppfylla *safety criteria*, vilket motsvaras av bestämmelsens punkt 1.

Krav på tillgodoserande av manuella åtgärder har tidigare enligt 4 § SSMFS 2008:17 och tillhörande allmänna råd ansetts acceptabelt så länge de har skett tidigast 30 minuter in i händelsesekvensen. 4 kap. 19 och 20 §§ SSMFS-K tillsammans med bestämmelsen anger inte en sådan generell regel. Istället anger dessa bestämmelser att alla nödvändiga driftomläggningar och andra aktiveringar behöver vara passiva eller automatiserade alternativt så behöver förutsättningar finnas för att det ska finnas tillräckligt med tid att utföra de manuella uppgifterna. Att ange en viss tid såsom 30 minuter eller åtta timmar som kriterium eller gränsvärde för manuella uppgifter, kan vara ett sätt att förenkla beslut om lämpliga val under konstruktionsarbetet. Ett sådant kriterium kan dock göra det lättare att motivera ett behov av manuella uppgifter, trots att förutsättningarna för manuella uppgifter inte är uppfyllda eller värderade.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsens punkt 1 innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

Bestämmelsens punkt 2 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 § SSMFS 2008:17 genom att manuella uppgifter endast får tillgodoses om det kan påvisas att förutsättningar för dessa finns.

Kravet i punkt 2 avseende att radiologiska acceptanskriterier påvisas vara uppfyllda är nytt.

Kravet i punkt 3 innebär inte någon ändring i sak i förhållande till tidigare särskilda beslut från Strålsäkerhetsmyndigheten.

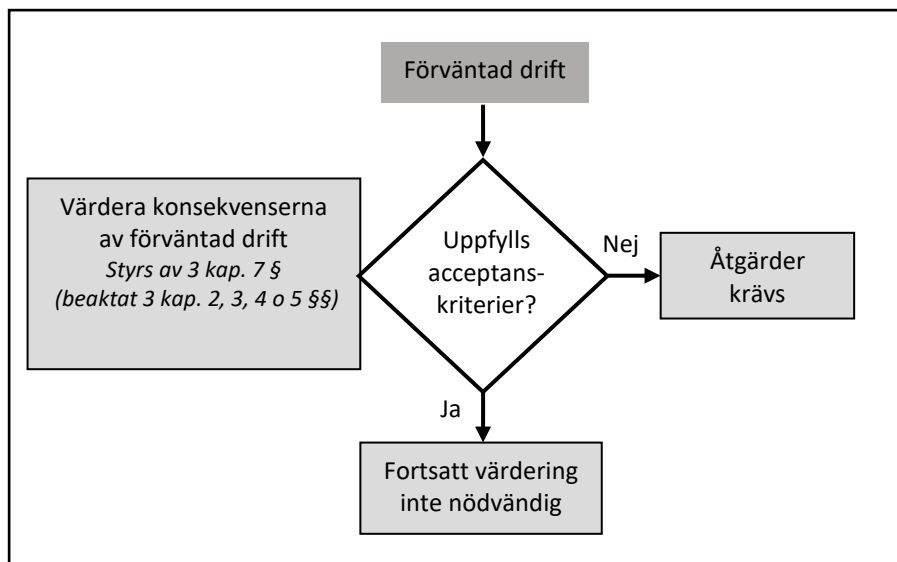
#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue F3.1e i WENRA:s SRL anger att säkerhetsanalyser av *design extension conditions* ska beakta *plant layout* och lokalisering, kapaciteter hos utrustning, förhållanden förknippade med valda scenarion samt genomförbarheten av planerade åtgärder.

### 3.2 – Värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift

Detta avsnitt innehåller bestämmelser om värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift som omfattar händelser och förhållanden i händelseklass H1 samt andra under ett år förväntade händelser och förhållanden i händelseklass H2. Syftet är att med hög trovärdighet påvisa att exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön för joniserande strålning är acceptabla, se även figur 3.1. Bestämmelserna i 7-8 §§ avser *värderingar* av exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön för joniserande strålning för händelser och förhållanden inom förväntad drift som antas gälla för en kärnkraftsreaktor. Bestämmelsen i 8 § anger också de förutsättningar och antaganden som tillämpas vid *utvärdering* av radiologiska konsekvenser för allmänhet och miljön under kärnkraftsreaktors drift enligt 4 kap. 11 § och 4 kap. 18 § SSMFS-D.



Figur 3.1: Schematisk illustration av sekvensen för värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift vilken omfattar dels händelser och förhållanden i händelseklass H1, dels andra under ett år förutsedda händelser och förhållanden i händelseklass H2.

### 3 kap. 7 § Värdering händelser och förhållanden inom förväntad drift

**7 §** Värderingarna av händelser och förhållanden inom förväntad drift enligt 1 § andra stycket 1 ska genomföras för händelser och förhållanden i händelseklass H1–H2 som förväntas under ett år och omfatta

1. effektiv dos till arbetstagare,
2. utsläpp av radioaktiva ämnen från kärnkraftsreaktorn och ämnens spridning i omgivningen,
3. effektiv dos till representativ person i allmänheten, och
4. exponering av miljön.

Värderingarna ska påvisa att de radiologiska acceptanskriterierna avseende effektiv dos till person i allmänheten för händelser och förhållanden inom förväntad drift i bilaga 1 och att de radiologiska acceptanskriterierna avseende effektiv dos till arbetstagare uppfylls.

De radiologiska acceptanskriterierna avseende effektiv dos till arbetstagare som tillämpas ska vara motiverade och underbyggda.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange omfattning och mål för värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift för att med hög trovärdighet påvisa att exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön är acceptabla.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen är ett förtydligande av 4 kap.1 § SSMFS 2018:1 och 5 kap. 1 § SSMFS 2018:1 avseende värdering av en verksamhets konsekvenser vid exponering av arbetstagare, allmänheten och miljön för joniserande strålning.

Med händelser och förhållanden inom förväntad drift avses det som framgår av första stycket nämligen händelser och förhållanden i händelseklass H1 samt andra under ett år förväntade händelser och förhållanden i händelseklass H2. Exempel på dessa förlopp med avseende på strålkällan reaktorhärden är att det vanligen ansätts ett antal snabbstopp av olika karaktär.

Med punkt 1 avses den stråldos arbetstagare exponeras för under förväntad drift vilket förutsätter kunskap om en förväntad strålningsmiljö i kärnkraftsreaktorn i de områden och utrymmen där arbetstagare förväntas befinna sig.

Med punkt 2 avses spridning i luft och vatten, transport, omfördelning, ackumulering i miljön, samt upptag i levande organismer.

Med punkt 3 avses stråldos till den eller de grupper av personer i allmänheten som förväntas få de högsta stråldoserna från verksamheten (representativ person) enligt 5 kap. 3 § SSMFS 2018:1.

Med punkt 4 avses värdering av effekter på levande organismer utifrån beräknade eller uppmätta halter av radioaktiva ämnen i miljön.

Med andra stycket avses att värderingarna ska påvisa att de radiologiska acceptanskriterier som representerar en högsta nivå av vad som kan ses som en acceptabel konsekvens uppfylls. De radiologiska acceptanskriterierna avseende effektiv dos till representativ person i allmänheten för händelser och förhållanden inom förväntad drift anges i bilaga 1, se tabell 2. För stråldos till arbetstagare anges dock inga specifika acceptanskriterier av Strålsäkerhetsmyndigheten utan dessa tas fram av tillståndshavaren.

Med *motiverade och underbyggda* i tredje stycket avses att tillämpade acceptanskriterier är lämpliga i bevisföringen av att kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K avseende arbetstagare som exponeras för joniserande strålning uppfylls.

### **Bakgrund och överväganden**

Krav på värdering av exponering av arbetstagare har tidigare inte reglerats direkt utan indirekt genom krav på optimering av strålskydd. Värdering av exponering av arbetstagare för joniserande strålning förutsätter kunskap om en förväntad strålningsmiljö i kärnkraftsreaktorn i form av dosrater och kontaminationsnivåer i de områden och utrymmen där manuella uppgifter förväntas utföras. En uppgiftanalys är ett effektivt verktyg för att värdera tidsåtgång för manuella uppgifter. Enkelt uttryckt anger uppgiftsanalysen den tid som arbetstagare behöver för att utföra en arbetsuppgift där man uppehåller sig i olika delar av kärnkraftsreaktorn. Resultatet av värderingen av påverkan på arbetstagare blir då en förutsedd exponering som är en funktion av den förväntade strålningsmiljön och resultatet av genomförd uppgiftanalys. Det innebär således att värdera exponeringen av arbetstagare mot acceptanskriterier baserat på dels den beräknade strålningsmiljön (dosrater och kontaminationsnivåer) som antas uppkomma i olika delar av kärnkraftsreaktorns områden och utrymmen vid händelser och förhållanden enligt bestämmelsen, och dels identifiering av arbetsmoment och den tid de beräknas ta (uppgiftsanalys) för en arbetstagare att utföra uppgiften i områden och utrymmen som kan leda till exponering för joniserande strålning.

Krav på värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift har tidigare funnits i 11 § SSMFS 2008:23 om att innan nya anläggningar tas i drift eller verksamheten på annat sätt förändrades så att nya utsläppsvägar eller nya utsläppskällor uppkommer eller befintliga utsläppsvägar påverkas, skulle en kartläggning av de nya utsläppens storlek och sammansättning, miljö- och spridningsförhållanden samt förväntade doser genomföras.

Krav på värdering av en verksamhets radiologiska konsekvenser för allmänheten och miljön finns i 5 kap. 1 § SSMFS 2018:1 där det bl.a. framgår att värderingen ska genomföras innan verksamheten får påbörjas, omfatta den tid då verksamheten pågår, avvecklas och tiden därefter samt avse utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen och övrig exponering för joniserande strålning från verksamheten.

Värdering av exponeringen av miljön avser i första hand de effekter som joniserande strålning från kärnkraftsreaktorn har på levande organismer. Som stöd för värderingen kan exempelvis metoder enligt IAEA GSG-10, ICRP 136, ICRP 124 och ICRP 108 tillämpas. I samband med värderingen är det lämpligt att beakta lokala förutsättningar genom att ta

hänsyn till lokala förhållanden såsom naturvårdsarter, ekosystem och markanvändning, utifrån vilka lokalt representativa organismer identifieras. Genom beräkning av stråldos till dessa representativa organismer säkerställs att den lokala miljön är skyddad. De representativa organismerna kopplas efter bästa förmåga ihop med de mest relevanta referensorganismerna enligt ICRP 108. Dosrater till de representativa organismerna beräknas. Resultaten jämförs med *Derived consideration reference level (DCRL)* enligt ICRP 136 för den mest jämförbara referensorganismen enligt ICRP 108. Värderingen omfattar även halter av radioaktiva ämnen i miljön och deras påverkan på befintlig eller kommande markanvändning eller annan användning av naturresurs, för att säkerställa att samhällsekonomiska och kulturella värden bibehålls.

Enligt Requirement 30 i IAEA:s GSR Part 3 (para. 3.126) ska hänsyn tas till alla förändringar av exponeringsvägar som kan påverka stråldosen till allmänheten. Vidare anges att hänsyn ska tas till ackumulation av radioaktiva ämnen i miljön under de år som verksamheten pågår. Detta är i linje med bestämmelsens andra stycke.

I artikel 66 i EU-2013/59/Euratom anges bl.a. att hänsyn ska tas såväl till extern exponering som till intern exponering (intag av radionuklider).

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 5 och 11 §§ SSMFS 2008:23 avseende utsläpp av radioaktiva ämnen från en kärnkraftsreaktor, exponering av allmänheten och halter av radioaktiva ämnen i miljön.

Kravet är nytt avseende värdering av exponering av arbetstagare för joniserande strålning.

#### Referenser

Bestämmelsen genomför delvis artikel 66 i EU-2015/59/Euratom.

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- ICRP 101 avseende representativ person,
- ICRP 108 om grundläggande koncept för skydd av miljön med referensorganismer,
- ICRP 124 om skydd av miljön under olika exponeringssituationer,
- ICRP 136 avseende doskoefficienter för biota,
- IAEA GSG-10 avseende värdering av strålskyddsmässiga konsekvenser för verksamheter och aktiviteter,
- Requirement 30 i IAEA:s GSR Part 3 avseende hänsyn till förändringar i exponeringsvägar och ackumulation av radioaktiva ämnen i miljön, och
- Requirement 5 i IAEA:s SSR-2/1 avseende exponering av arbetstagare och allmänheten för joniserande strålning.

### 3 kap. 8 § Värdering avseende utsläpp av radioaktiva ämnen och dess spridning i omgivningen

- 8 §** Vid värderingar enligt 7 § första stycket 2–4 ska hänsyn tas till
1. aktuella radionuklider och deras fysikaliska och kemiska form,
  2. utsläppsvägar,
  3. lokala förhållanden när så är relevant avseende
    - a. hydrologi och meteorologi,
    - b. geomorfologi,
    - c. ekologi inklusive säsongsvariationer,
    - d. markanvändning i närområdet,
    - e. demografi,
    - f. levnadsvanor, och

- g. naturvårdsarter och andra skyddsvärda arter, och
4. annat som kan påverka utsläppens form eller sammansättning eller dess spridning i miljön.
- Värderingarna ska genomföras med en hypotetiskt ansatt driftperiod på 100 år och beaktande av ackumulering av radioaktiva ämnen i miljön.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange omfattning för värdering av utsläpp och spridning av radioaktiva ämnen enligt 7 § första stycket andra punkten, och exponering av allmänhet och miljö enligt 7 § första stycket tredje punkten.

### Tillämpning av bestämmelsen

I 5 kap. 2 och 3 §§ SSMFS 2018:1 finns bestämmelser om metod för beräkning av stråldos till allmänheten. Bestämmelsen enligt 5 kap. 2 § tillämpas även för beräkning av halter i miljön.

Bestämmelsen tillämpas såväl vid värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift enligt 7 § som vid värdering enligt 5 kap. 1 § SSMFS 2018:1 där det framgår att konsekvenser ur strålskydssynpunkt för allmänheten och miljön orsakade av en kärnkraftsreaktors drift ska värderas och dokumenteras. Av samma bestämmelse framgår också att stråldoser till allmänheten ska beräknas enligt 5 kap. 2 och 3 §§ SSMFS 2018:1. Detta innebär att samma förutsättningar tillämpas både vid värdering av händelser och förhållanden inom förväntad drift och vid värdering av den faktiska driften av kärnkraftsreaktorn. Skillnaden är att i det verkliga fallet utgår värderingen från nuklidspecifikt uppmätta utsläpp medan värderingen som avses här utgår från antaganden om uppkomst, frigörelse och spridning från anläggningen.

Med *aktuella radionuklider* i punkt 1 avses att beräkningsmodellerna ska omfatta de radionuklider som förekommer eller kan förväntas förekomma vid kärnkraftsreaktorn. Radionuklidernas fysikaliska och kemiska form påverkar t.ex. hur dessa sprids och fördelas i miljön och levande organismer, inklusive människan.

Med *utsläppsvägar* i punkt 2 avses de övervakade utsläppsvägar till luft och vatten som framgår av reaktorns utformning och konstruktion.

Med *hydrologiska och meteorologiska förhållanden* i punkt 3 a avses exempelvis vattenströmmar, och väder- och vindförhållanden.

Med *geomorfologiska förhållanden* i punkt 3 b avses exempelvis landskapsvariationer (t.ex. höjdförhållanden), variationer i havsbotten (t.ex. höjdförhållanden och havsbottens beskaffenhet i övrigt), geologiska förhållanden (t.ex. kornstorlek, porositet och distributionskoefficient  $K_d$ ).

Med *ekologiska förhållanden* i punkt 3 c avses exempelvis platsspecifik förekomst av biota, och samspel mellan organismer och omgivning. Med *säsongsvariationer* i samma punkt avses exempelvis årstidernas påverkan på produktion och tillväxt i ekosystemen (t.ex. algbloomning, tillväxt av vall och odling av grödor).

Med *markanvändning i närområdet* i punkt 3 d avses exempelvis vilken typ av miljö som finns i omgivningen såsom åkermark, skog, bebyggelse och trädgårdar eller industrier.

Med *demografi* i punkt 3 e avses exempelvis populationstäthet och åldersfördelning.

Med *levnadsvanor* i punkt 3 f avses exempelvis vistelse inomhus eller utomhus och konsumtionsmönster.

Med *naturvårdsarter* i punkt 3 g avses ett samlingsbegrepp för arter som behöver uppmärksammas i den omgivande miljön; arter som är extra skyddsvärda, antingen genom att vara av särskild vikt eller genom att de representerar ett område eller en naturtyp av

särskild vikt med avseende på biologisk mångfald och ekosystemsfunktion. I *naturvårdsarter* ingår rödlistade arter, fridlysta arter och sådana som är listade i EU:s art- och habitatdirektiv, signalarter (indikerar artrikedom), ansvarsarter (sådana som har en stor andel av sin population i Sverige), samt nyckelarter (arter som bär upp artsamhällen).

Med *övriga skyddsvärda arter*, avses till exempel arter som är av betydelse ur ekonomiskt eller kulturellt perspektiv.

Med *annat som kan påverka utsläppens spridning i miljön* i punkt 4 avses faktorer som på något sätt påverkar transport, omfördelning eller ackumulation av radioaktiva ämnen i omgivningen och därmed påverkar exponeringen av allmänheten och som därför behöver beaktas i värderingarna. Dessa förutsättningar kan vara specifika för en viss plats eller en viss anläggning.

Med att värderingen ska baseras *på en hypotetiskt ansatt driftsperiod av 100 år beaktat ackumulering av radioaktiva ämnen i miljön* i andra stycket avses att värderingen av stråldos till allmänheten avser en ansatt driftperiod av 100 år med kontinuerliga utsläpp och även omfattar radioaktiva ämnen som har ackumulerats i miljön efter ett antal händelser och förhållande i händelseklass H2.

### Bakgrund och överväganden

Krav på spridning av radioaktiva ämnen och beräkning av stråldos till allmänheten har tidigare funnits i 5 § SSMFS 2008:23, men har här gjorts mer detaljerade avseende bl.a. anläggningsspecificitet baserat på EU-2013/59/Euratom och IAEA:s GSR Part 3.

Det är framför allt artiklarna 65 och 66 i EU-2013/59/Euratom som har beaktats. Av artikel 65.1 (a) framgår bl.a. att det praktiska skyddet av enskilda personer i allmänheten mot exponering för joniserande strålning under normala förhållanden omfattar undersökning av den föreslagna lokaliseringen av anläggningen med beaktande av relevanta demografiska, meteorologiska, geologiska, hydrologiska och ekologiska faktorer. Av artikel 66 framgår bl.a. att realistiska metoder ska användas för att uppskatta stråldos till allmänheten och att dosberäkningarna omfattar såväl extern exponering som intag av radionuklider och att hänsyn tas till ämnens fysikaliska och kemiska form.

Denna bestämmelse genomförs tillsammans med 5 kap. 2 och 3 §§ SSMFS 2018:1 och 3 kap. 18 § SSMFS-D ovan nämnda artiklar genom att den ställer krav på att realistiska metoder ska användas för att beräkna stråldos från kärnkraftsreaktorer, och att hänsyn ska tas till ackumulation av radioaktiva ämnen i miljön under den ansatta drifttiden.

Antagandet om en hypotetiskt ansatt driftsperiod om 100 år utgår från att den integrerade dosen över 100 år från ett års utsläpp är numeriskt ekvivalent med stråldosen år 100 från ett kontinuerligt utsläpp vid konstant dosrat. Detta är i överensstämmelse med den metod som används av UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) i syfte att värdera effekterna från utsläpp av radioaktiva ämnen från kärntechnisk verksamhet och bedöms som tillräckligt konservativ. En integrationstid på 100 år för beräkning av stråldos till allmänhet är ett rimligt, konservativt antagande om hur länge kontinuerliga utsläpp pågår, eftersom det täcker de enskilda kärnkraftsreaktorernas livslängd och även möjligheten att ytterligare reaktorer kan byggas på samma plats. Det tar även hänsyn till uppbyggnaden av långlivade radionuklider i miljön och fortsatt exponering från långlivade radionuklider efter att utsläpp har upphört. Detta är ett förtydligande av kravet i 5 kap. 2 § SSMFS 2018:1 och är vald för att stråldosen till allmänheten även efter många års drift inte ska överskrida dosrestriktionen i 5 kap. 4 § SSMFS 2018:1 på 0,1 millisievert (mSv) per år och bygger på antagandet om en hypotetiskt ansatt drifttid av 100 år. Detta antagande är från och med år 2019 infört i de beräkningsmetoder som tillämpas för att beräkna stråldos till allmänheten från utsläpp vid drift av kärnkraftsreaktorer. För övriga värderingar blir det en viss skärpning av kravet.

Stöd för bestämmelsen finns i Requirement 30 (punkt 3.126) IAEA:s GSR Part 3 där det anges att hänsyn ska tas till alla förändringar av exponeringsvägar som kan påverka stråldosen till allmänheten. Hänsyn ska även tas till ackumulation av radioaktiva ämnen i miljön under de år som verksamheten pågår. Det finns också stöd i Requirement 31 i IAEA:s GSR Part 3 där det anges att tillståndshavare ska beakta den radiologiska påverkan för miljön. Detta framgår också av EU-2013/59/Euratom. Av artikel 65 i direktivet framgår att värderingar avseende radiologiska konsekvenser för miljön bör göras mot internationellt accepterade kriterier utgående från uppmätta eller beräknade halter av radioaktiva ämnen i miljön.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär en skärpning i förhållande till 5 § SSMFS 2008:23 genom att den hypotetiskt antagna driftstiden har utökats från 50 till 100 år, samt att lokala förhållanden och förutsättningar ska tillämpas.

#### Referenser

Bestämmelsen genomför delvis artikel 65 och 66 i EU-2013/59/Euratom och beaktar preamble (27) i samma direktiv.

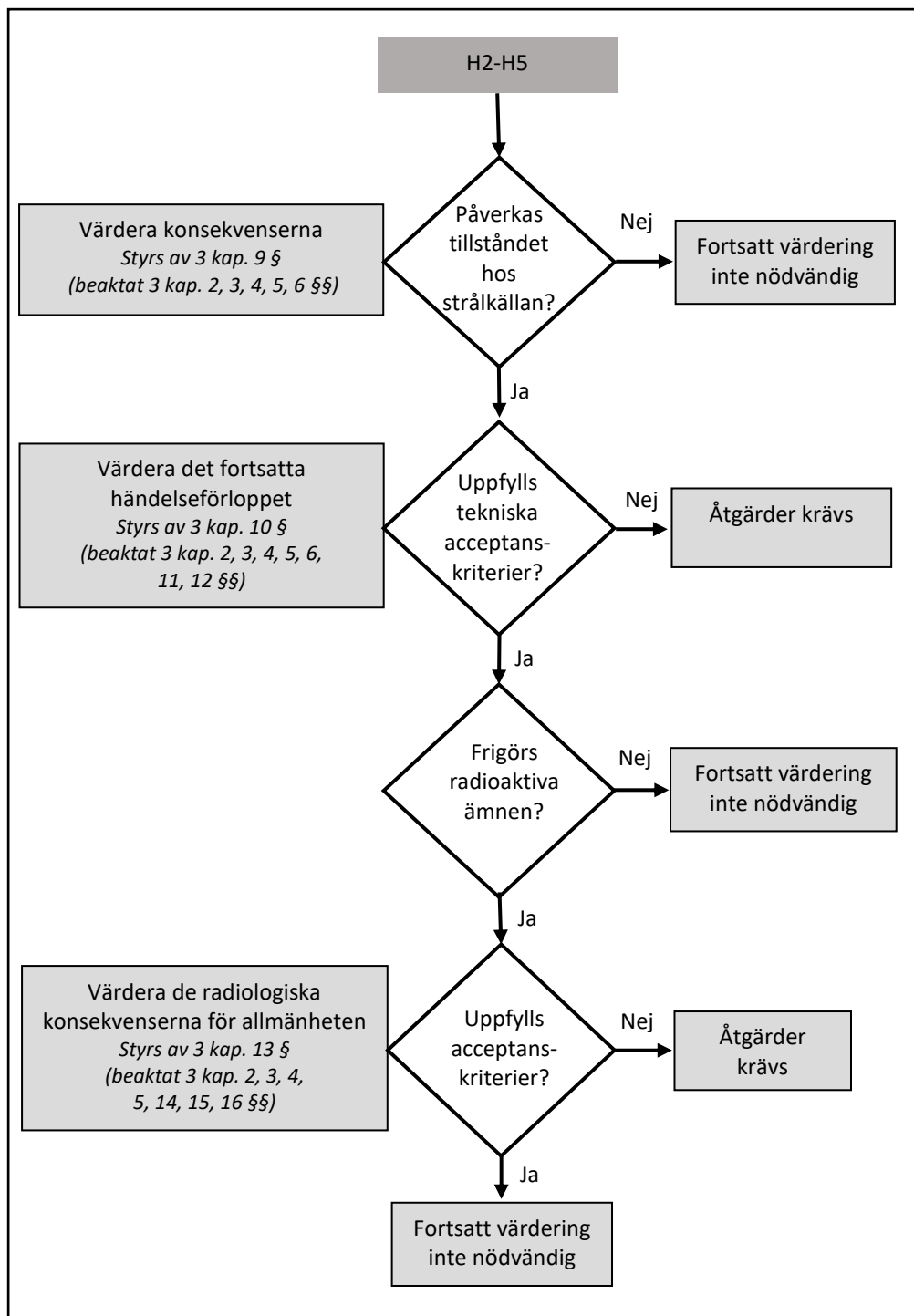
Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- requirement 30 i IAEA:s GSR Part 3 avseende förändringar av exponeringsvägar som kan påverka stråldosen till allmänheten, och
- requirement 31 i IAEA:s GSR Part 3 avseende radiologiska konsekvenser för miljön.

### 3.3 – Värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5

Detta avsnitt innehåller bestämmelser om värdering av hur händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5. Syftet är att med hög trovärdighet påvisa att radiologiska och tekniska acceptanskriterier uppfylls. Det gäller radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende exponering av allmänheten för joniserande strålning vilka framgår av bilaga 1 och tekniska acceptanskriterier för värdering av tillgodoräknade strukturer, system och komponenter vilka tas fram av tillståndshavaren.

Bestämmelserna behandlar de moment som illustreras i figur 3.2 nedan där först händelsens eller förhållandets eventuella påverkan på tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor enligt 7 § värderas. Om svaret är ja, värderas det fortsatta händelseförloppet enligt 10 §. I denna värdering av det fortsatta händelseförloppet tillämpas exempelvis ansättande av enkelfel. I de fall händelsen eller förhållandet innebär frigörelse av radioaktiva ämnen behöver även de radiologiska konsekvenserna värderas enligt 13 § mot radiologiska acceptanskriterier som anges i bilaga 1 nämligen acceptanskriterier för värdering av stråldos till allmänheten och radiologiska konsekvenser för miljön samt olovlig befattning av strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen. Även om dessa acceptanskriterier uppfylls får mängden frigörelse av radioaktiva ämnen från kärnbränslepatroner eller andra strålkällor inte överskrida tekniska acceptanskriterier enligt 10 § andra stycket punkten 2.



Figur 3.2: Schematisk illustration av sekvensen för värdering av antagna händelser och förhållanden som är identifierade och indelade i händelseklasserna H2–H5.

### 3.3.1 – Värdering av påverkan på tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor

Detta underavsnitt innehåller bestämmelser om hur händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 värderas med syfte att påvisa att om tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor har påverkats eller ej. Detta moment motsvarar det som internationellt kallas ”*hazard analysis*”.



### 3 kap. 9 § Värdering av påverkan på tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor

**9 §** Värderingarna av påverkan på tillståndet hos strålkällor enligt 1 § andra stycket 2 ska genomföras för händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5.

Värderingarna ska antingen påvisa att tillståndet hos strålkällorna inte påverkas eller fastställa de förutsättningar som gäller vid värdering av det fortsatta händelseförloppet enligt 10 §.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga krav avseende värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 som följer av 1 § andra stycket 2.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *påverkan på tillståndet hos strålkällor* avses en påverkan som karaktäriseras av att de leder till:

1. ökad eller minskad värmeförlust via turbin- eller sekundärsidan,
2. minskning av kylflöde i reaktorhärden,
3. ökad eller minskad mängd kylmedel i reaktorhärden och bränslebassäng,
4. störningar i reaktorhårdens effekt- eller reaktivitetsfördelning, eller
5. frigörelse av radioaktiva ämnen från andra strukturer, system eller komponenter.

Med *påvisa att tillståndet hos strålkällorna inte påverkas* avses att öppna upp för att händelser och förhållanden inte nödvändigtvis leder till påverkan av tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor. Detta kan göras genom att värdera händelseförloppet genom att tillgodoräkna manuella uppgifter, områden, utrymmen, strukturer, system och komponenter för att bekräfta att strålkällors tillstånd inte påverkas. Exempelvis skulle en yttre händelse i form av extremt väder eller ett sabotageförsök kunna värderas att inte påverka strålkällors tillstånd genom att exempelvis tillgodoräkna byggnadsstrukturer.

Med *fastställa de förutsättningar som gäller vid värdering av det fortsatta händelseförloppet* avses att via värdering fastställa hur strålkällorna har påverkats och i vilken utsträckning händelsen eller förhållandet har påverkat kärnkraftsreaktorn i stort. Detta är avgörande för förmågan att återföra reaktorn inom specificerade villkor och begränsningar för normal drift (H2) eller förmågan att ta reaktorn till ett säkert tillstånd (H2–H5). Dessa förutsättningar tas vidare i värdering av det fortsatta händelseförloppet enligt 10 §. Exempelvis kan en jordbävning eller inre brand leda till påverkan av både tillståndet hos strålkällor och kärnkraftreaktorn som helhet. Rörbrott är ett ytterligare exempel på händelse som kan få en påverkan på strukturer, system och komponenter, genom jetstrålar, rörslag m.m., och samtidigt påverka tillståndet hos strålkällor. Den samlade påverkan som det inre rörbrottet leder till används som initial- och randvärden vid värdering av det fortsatta händelseförloppet. Andra exempel kan vara miljöförändringar, fel i kraftförsörjning eller antagonistens sabotage vilka också kan ha påverkan på tillgodoräknade områden, utrymmen, strukturer, system och komponenter.

#### Bakgrund och överväganden

Krav på värderingar av påverkan på tillståndet hos strålkällor har tidigare delvis funnits i 14 § SSMFS 2008:17 där det bl.a. framgick att kärnkraftsreaktorn skulle vara dimensionerad för att motstå naturfenomen och andra händelser som uppkommer utanför eller inne i anläggningen och som kunde leda till en radiologisk olycka. Allmänna råd exemplifierade dessa med bl.a. olika former av extrema väderför, jordbävning och brand.

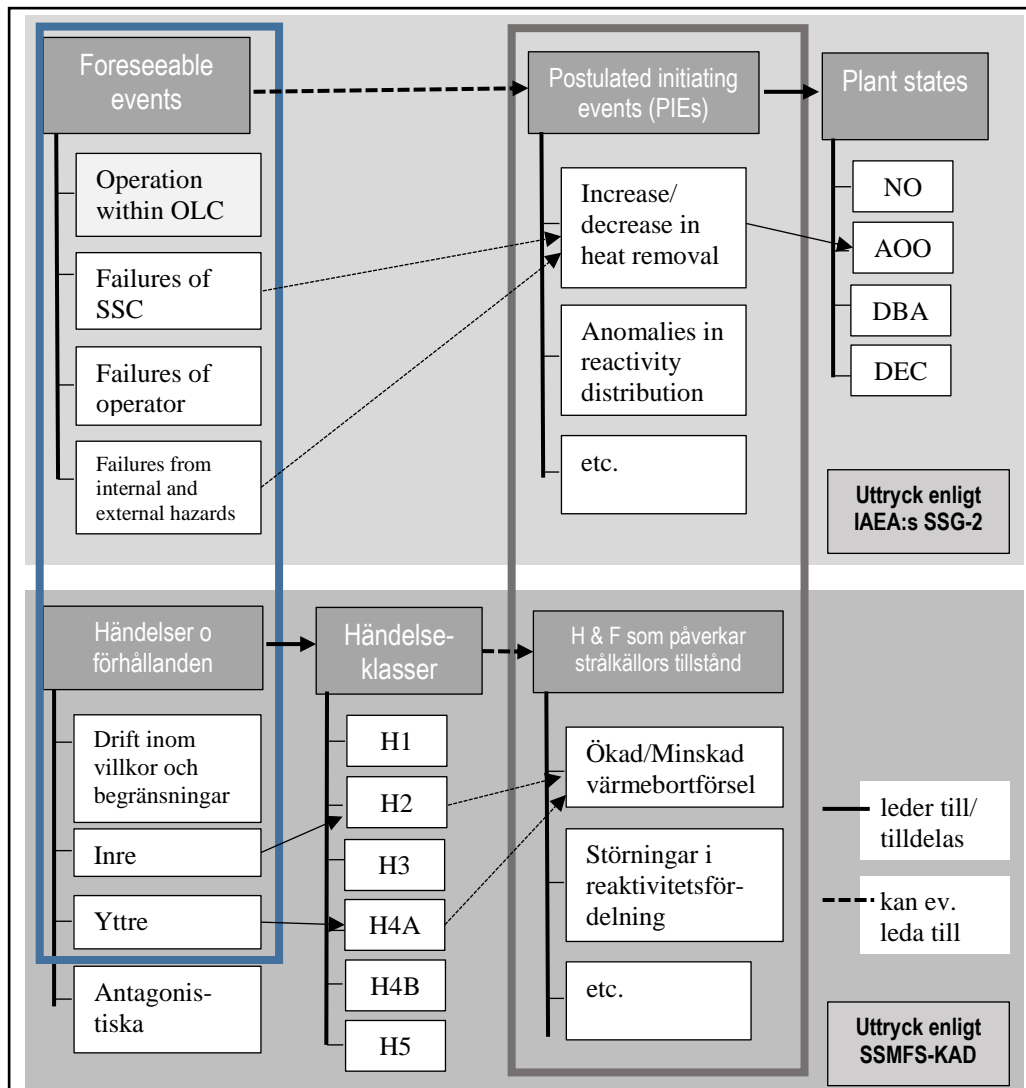
Bestämmelsen avser att förtydliga i vilken utsträckning kärnkraftsreaktorn behöver kunna motstå dessa typer av händelser och förhållanden, samt antagonistiska händelser och förhållanden av typen sabotage. Såvida värderingen kan visa att reaktorns ingående strålkällor inte påverkas behövs ingen vidare värdering. I annat fall krävs värdering av det fortsatta händelseförloppet givet de konsekvenser som händelsen åsamkat reaktorn. Det innebär att motståndskraften hos reaktorn behöver vara så stor att konsekvenserna av händelsen inte blir värre än att förmågan med att exempelvis gå till säkert tillstånd trots att alla dess förutsättningar i respektive händelseklass kvarstår.

Syftet med att dela upp värderingssekvensen i olika moment är att kunna differentiera kravbilderna mellan värderingarna. Exempelvis gäller ansättande av enkelfel enligt 12 § enbart vid värdering av det fortsatta händelseförloppet. Händelser och förhållanden som identifierats där händelsen eller förhållandet i sig innebär en påverkan på tillståndet hos strålkällor berörs inte av bestämmelsen. Dessa händelser, exempelvis matarvattenbortfall, värderas enligt 10 §. Därmed avser bestämmelsen värdering av vad som internationellt benämns *internal hazards* (delmängd av inre händelser och förhållanden) och *external hazards* (yttre händelser och förhållanden). Dessutom innefattas antagonistiska händelser och förhållanden av typen sabotage vilka kan dock ses som yttre händelser och förhållanden. Dessa inre och yttre händelser och förhållanden kan leda till vad som internationellt benämns som *postulated initiating events* (se 3.25, 3.28 och 3.30 i IAEA:s SSG-2) vilket motsvarar händelser och förhållanden som innebär att tillståndet hos kärnkraftsreaktors ingående strålkällor har påverkats. *Postulated initiating events* leder till konsekvenser vilka vanligtvis delas in i följande kategorier:

1. *Increase or decrease in reactor heat removal.*
2. *Increase or decrease in reactor coolant system flow rate.*
3. *Increase or decrease in reactor coolant inventory.*
4. *Anomalies in reactivity and power distribution.*
5. *Release of radioactive material from a subsystem or component.*

Kategoriindelningen är baserad på påverkan på kärnkraftsreaktorn vilka anges i RG 1.70 och SRP 15.0 Samma indelning används även av IAEA:s SSG-2. Listan ovan, under avsnittet tillämpning av bestämmelsen, är i linje med internationella motsvarigheter.

Enligt requirement 16 i IAEA:s SSR-2/1 ska vid identifiering av händelser och förhållanden, sådana *PIEs* täcka alla fel ("foreseeable failures") i strukturer, system och komponenter, operatörsfel och möjliga fel som uppstår till följd av *internal hazards* (delmängd av inre händelser och förhållanden) och *external hazards* (yttre händelser och förhållanden), oberoende av driftläge. Dessa *PIE* tilldelas sedan *plant states* baserat på deras inträffandefrekvens. Figur 3.3 nedan visar en jämförelse mellan olika uttryck som används i dessa föreskrifter och IAEA:s SSG-2. Det kan noteras att händelser och förhållanden i händelseklasser, jämfört med *plant states*, även omfattar händelser och förhållanden som inte nödvändigtvis påverkar tillståndet hos kärnkraftsreaktors ingående strålkällor.



Figur 3.3: Illustration av händelseklasser H1-H5 som tillämpas i dessa föreskrifter och IAEA:s *plant states*. Pilarna illustrerar t.ex. händelsen mavarbortfall som kan orsakas av fel i en pump (inre) eller yttre översvämning (yttre). OLC = Operating Limits and Conditions, SSC = Structures, System and Components, NO = Normal Operation, AOO = Anticipated operational occurrences, DBA = Design Basis Accident och DEC = Design Extension Conditions.

Stöd för bestämmelsen finns i punkterna 3.17, 3.51 och 3.53 i IAEA:s SSG-2 vilka anger att *internal* och *external hazards* beaktas vid identifiering av *postulated initiating events*. Värderingen genomförs med probabilistiska och lämpliga ingenjörsmetoder. Det finns även stöd i Issue S3.1, S3.3 och T1.1 WENRA:s SRL avseende *fire hazard analysis* och (*natural*) *hazards*.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 14 § SSMFS 2008:17 genom att tydligare ange förutsättningar i värderingarna.

Kravet är nytt avseende värdering av antagonistiska händelser och förhållanden avseende sabotage.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Punkterna 3.25, 3.28 och 3.30 i IAEA:s SSG-2 avseende exempel på *postulated initiating events*,

- punkterna 3.17, 3.51 och 3.53 i IAEA:s SSG-2 avseende värderingar av *internal* och *external hazards*,
- Issue S3.1 i WENRA:s SRL avseende *fire hazard analysis*,
- Issue S3.3 i WENRA:s SRL avseende vad *fire hazard analysis* ska visa, och
- Issue T1.1 i WENRA:s SRL avseende målet att (*natural*) *hazards* är en integrerad del i värderingar av händelser och förhållanden och att risken dessa utgör är eliminerad eller minimerad.

### 3.3.2 - Värdering av det fortsatta händelseförloppet

Detta underavsnitt innehåller bestämmelser om värdering av hur det fortsatta händelseförloppet då tillståndet hos strålkällor har påverkats enligt 1 § 3 givet de förutsättningar som har fastställts enligt 9 § andra stycket för en händelse eller förhållande i händelseklass H2–H5. Syftet med värderingen är att påvisa att tekniska acceptanskriterier för värdering av tillgodoräknade strukturer, system och komponenter uppfylls.

### 3 kap. 10 § Värdering av det fortsatta händelseförloppet

**10 §** Värderingarna av det fortsatta händelseförloppet då tillståndet hos en strålkälla har påverkats enligt 1 § andra stycket 3 ska genomföras för händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 under de förutsättningar som har fastställts enligt 9 § andra stycket.

Värderingarna ska påvisa

1. att kärnkraftreaktorn återförs inom specificerade villkor och begränsningar för normal drift så långt som det är möjligt och rimligt utan att reaktorskyddssystemet initieras vid händelser och förhållanden i händelseklass H2, och
2. att kärnkraftreaktorn uppnår ett säkert tillstånd vid händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 och att de tekniska acceptanskriterierna avseende påverkan på barriärerna kring strålkällorna uppfylls.

De tekniska acceptanskriterierna som tillämpas ska vara motiverade och underbyggda.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga krav avseende värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 som följer av 1 § första stycket 3.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med första stycket avses att värderingarna har sin utgångspunkt i att tillståndet hos kärnkraftsreaktorns ingående strålkällor har påverkats samt att dessa värderingar kan ha randvillkor i form av försvårande förutsättningar som fastställts i värderingar enligt 9 §, se vägledningen till 9 §.

Med punkt 1 avses värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2 som syftar till att värdera styrkan i djupförsvarsnivå 2 och påvisa ett oberoende mot övriga djupförsvarsnivåer. Målet är, i enlighet med målet för djupförsvarsnivå 2 enligt 2 kap. 2 § SSMFS-K, att upptäcka avvikelser från normaldrift och visa att avvikelser hanteras så att de inte leder till förhöjda strålningsnivåer, att spridning av radioaktiva ämnen inom kärnkraftsreaktorn begränsas, och att kärnkraftsreaktorn kan återföras till normaldrift.

Med *så långt som det är möjligt och rimligt* i punkt 1 avses att värderingen som avses visar att så många händelser och förhållanden i händelseklass H2 som är möjligt och rimligt kan hanteras med de förutsättningar som anges. Det avses också åskådliggöra att ett fullständigt oberoende mellan djupförsvarsnivåer kan vara orimligt, i vissa fall olämpligt, eller omöjligt att uppnå.

Med *återförs inom specificerade villkor och begränsningar för normal drift utan att reaktorskyddssystemet initieras* i punkt 1 avses att ange värderingens slutpunkt och mål. Bestämmelsen saknar, i kontrast till bestämmelse 11 § som anger förutsättningar vid värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 enligt punkt 2, tillägget så långt som det är möjligt och rimligt. Öppningen för dessa värderingar ligger istället att visa kärnkraftsreaktorns förmåga att hantera så många händelser och förhållanden i händelseklass H2 som är möjligt och rimligt.

Med *reaktorskyddssystemet* i punkt 1 avses det som anges i 5 kap. 33 § SSMFS-K. Att ange reaktorskyddssystemet medför att vissa händelser och förhållanden, eller snarare vissa strålkällor i kärnkraftreaktorn, inte blir föremål för denna typ av värdering. Punkt 2 har inte denna insnävning.

Med *uppnå ett säkert tillstånd* i punkt 2 avses att ange slutpunkt för värderingen av händelseförloppet. Slutpunkten kan exempelvis vara ett tillstånd hos kärnkraftsreaktorn som specificerats med hjälp av en eller flera processparametrar som exempelvis temperatur i reaktortryckkärlet. Värderingens slutpunkt väljs så att det motsvarar en verklig situation då det kan anses vara säkerställt att kärnämne är underkritiskt och de grundläggande funktionerna kan fullgöras i fortvarighet i enlighet med definitionen av säkert tillstånd som anges i 1 kap. 4 § SSMFS-K. Vid specificering av säkert tillstånd i samband med händelser och förhållanden i en händelseklass kan de tillstånd, eventuella parametrar och förutsättningar för konstruktion och personal skilja sig avsevärt från motsvarande specificering av säkert tillstånd vid händelser och förhållanden i andra händelseklasser. Exempelvis kan det vara stora skillnader mellan specificeringen av säkert tillstånd i händelseklass H3 och H5.

Med *tekniska acceptanskriterier avseende påverkan på barriärerna kring strålkällor uppfylls* i punkt 2 avses acceptanskriterier för de barriärer som tillgodoräknas exempelvis bränsle, reaktortryckkärls tryckbärande delar och reaktorinneslutningen. Exempel på acceptanskriterier för kapslingsskador orsakade av spänning, töjning och försprödning hos kärnbränsle kan vara torrkokning (kokvattenreaktor) eller filmkokning (tryckvattenreaktor) under förväntade störningar eller stationära förhållanden, mängden deponerad energi i bränslet under reaktivitetstransienter, och maximal kapslingstemperatur och oxidation av kapslingen vid förlust av härdkylmedel (LOCA). Värderingen av att tekniska acceptanskriterier är uppfyllda är en del i bevisföringen av att 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K uppfylls, dvs. att kärnkraftsreaktorn har konstruerats så att de grundläggande funktionerna minst kan fullgöras så att de kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K uppfylls.

Med *motiverade och underbyggda* i tredje stycket avses att tillämpade tekniska acceptanskriterier är lämpliga i bevisföringen av att kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K avseende integritet hos kärnbränslepatroner och reaktorhård uppfylls.

### **Bakgrund och överväganden**

Krav på värderingar mot acceptanskriterier har tidigare reglerats i både SSMFS 2008:1 och SSMFS 2008:17 på en övergripande nivå. Av 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 första stycket framgick att innan en kärnteknisk anläggning uppfördes eller ändrades och togs i drift, skulle kapaciteten hos anläggningens barriärer och djupförsvar att förebygga radiologiska nödsituationer och lindra konsekvenserna om sådana ändå skulle uppstå, analyseras med deterministiska metoder.

Enligt SSG-2 används acceptanskriterier i deterministiska värderingar för att bidra till en demonstration av kärnkraftsreaktorns *safety*. I SSG-2 skiljer man mellan tre kategorier av acceptanskriterier nämligen *safety criteria*, *design criteria* och *operational criteria*, se punkt 2.5. *Safety criteria* är kriterier som antingen direkt hänför sig till de radiologiska konsekvenserna av *operational states* eller *accident conditions*, eller till integriteten av barriärer mot utsläpp av radioaktiva ämnen. *Design criteria* definieras som *design limits*

för enskilda strukturer, system och komponenter och är en del av *design basis* och är viktiga förutsättningar för att uppfylla *safety criteria*. *Operational criteria* är regler som ska följas av operatören under *normal operation* och *AOO*, och som ger förutsättningar för att uppfylla *design criteria* och i slutändan *safety criteria*. I SSG-2 är det bara *safety criteria* som adresseras. Av punkt 4.5 i SSG-2 framgår att acceptanskriterier bör fastställas på två nivåer nämligen radiologiska respektive tekniska acceptanskriterier.

Kravet i bestämmelsens andra stycke punkt 1 handlar om att värdera styrkan i djupförvarsnivå 2 och påvisa ett oberoende mot övriga djupförvarsnivåer. Värderingar av händelser och förhållanden handlar delvis om att visa på djupförvaret och de olika nivåernas oberoende förmåga att hantera händelser och förhållanden så att de endast leder till acceptabla konsekvenser. Även i tidigare värderingspraxis, där exempelvis ”driftsystem” (nivå 2) inte får tillgodoräknas när det är ”säkerhetssystem” (nivå 3) förmåga att hantera uppkomna händelser och förhållanden, var det tydligt att nivåernas oberoende förmåga behövde påvisas. Vid en internationell utblick kan det konstateras att även IAEA:s i SSR-2/1 rev. 1 kravställer vad djupförvarsnivå 2 ska klara av:

*4.13. The design shall be such as to ensure, as far as is practicable, that the first, or at most the second, level of defence is capable of preventing an escalation to accident conditions for all failures or deviations from normal operation that are likely to occur over the operating lifetime of the nuclear power plant.*

*Operating lifetime* motsvarar det frekvensfönster som händelseklass H2 utgör.

Med andra ord så skulle en strikt tolkning av IAEA:s krav ge att djupförvarsnivå 2 ska kunna visas hantera samtliga händelser och förhållanden i händelseklass H2.

Stöd för bestämmelsens andra stycke punkten 1 finns också i punkterna 7.17-7.19 IAEA:s SSG-2 vilka anger att värderingarna syftar till att verifiera att kärnkraftsreaktorn kan återföras till normaldrift efter en *AOO*, här benämnda *realistic deterministic safety analysis for AOO*. Även den finska myndigheten STUK ställer i YVL B.3 krav på att händelser och förhållanden i motsvarande händelseklass H2 (*AOO*) ska analyseras på två sätt. Varav det ena sättet med förutsättningen att kärnkraftsreaktorn fungerar som det är tänkt (para 414) utan initiering av säkerhetssystem (para 608). Förutsättningar och mål med värderingen som avses med bestämmelsen går i linje med det finska kravet. Sammanfattningsvis finns det stöd, både internationellt och i tidigare kravbild, för krav på värdering av händelser och förhållanden för att påvisa styrkan i djupförvarsnivå 2.

Krav i bestämmelsens andra stycke punkt 2 har tidigare funnits i 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det bl.a. framgick att analyserna ska visa att gränsvärden innehålls för barriärer för varje händelseklass. I 22 § SSMFS 2008:17 ställdes det bl.a. krav på att analyserna av händelser och förhållanden i olika händelseklasser ska göras med specificerade analysförutsättningar och acceptanskriterier. I 25 och 26 §§ SSMFS 2008:17 ställdes det specifika krav på tekniska acceptanskriterier som exempelvis att förhindra att konstruktionsgränserna för kärnbränsleknippenas kylbarhet överskrids, respektive att reaktorhärden ska vara kylbar vid kylmedelsförlust. I dessa föreskrifter anges inga specifika tekniska acceptanskriterier av Strålsäkerhetsmyndigheten utan de tas fram enligt bestämmelsens tredje stycke. I 8 § SSMFS 2008:17 ställdes det krav på att det skulle vara möjligt att vid alla händelser, till och med händelseklassen mycket osannolika händelser, att uppnå ett stabilt sluttillstånd med vattentäckt härd/härdsmälta och etablerad resteffektkyllning. Den nu aktuella bestämmelsens punkt 2 avser att förtydliga denna förutsättning i värderingen.

Det är också av vikt att kärnkraftsreaktorn kan tas från ett säkert tillstånd till ett tillstånd då kärnbränslet kan tas från kärnkraftsreaktorn. Dock ställs inga specifika krav på en värdering av detta då det utifrån ett säkert tillstånd finns tid för reparationer och andra åtgärder. Därmed finns inga behov av bestämmelser för värdering av denna övergång för antagna händelser och förhållanden. Däremot kravställs möjligheten att ta kärnkraftsreaktorn från ett säkert tillstånd till ett driftläge där kärnbränslet kan tas ut från reaktorhärden delvis i 5 kap. 1 § i SSMFS-D.

Stöd för bestämmelsens andra stycke punkten 2 finns i punkt 8.9 avseende säkert tillstånd och punkterna 4.12-4.18 IAEA:s SSG-2 avseende tekniska acceptanskriterier där det bland annat framgår vad som kännetecknar tekniska acceptanskriterier och hur dessa ska tas fram. Stöd för bestämmelsen finns även i Issue E7.2-5 och F3.1g-i WENRA:s SRL. Issue E7.2 anger att kriterier för bränsleintegritet ska vara specificerade samt att kriterier för maximalt tillåtna bränsleskador ska vara specificerade för *DBA*. Issue E7.3 anger att kriterier för skydd av *primary coolant pressure boundary (RCPB)* ska vara specificerat inkluderat maximalt tryck och temperatur, termiska och trycktransienter, samt belastningar. Issue E7.4 anger att kriterier i Issue E7.3 även ska vara specificerade för skydd av sekundärkretsen. Issue E7.5 anger att kriterier för skydd av inneslutning ska vara specificerat inkluderat temperaturer, tryck och läckage. Issue F3.1g anger att *safety analysis* av *DEC* ska beakta insikter från PSA nivå 1 och 2. Issue F3.1h anger att *safety analysis* av *DEC* ska ta hänsyn till relevanta *severe accident phenomena*. Issue F3.1i anger att *safety analysis* av *DEC* ska definiera ett sluttillstånd som om det är möjligt bör vara ett säkert tillstånd och när lämpligt kopplat till funktionstider för strukturer, system och komponenter.

#### Äldre bestämmelser

Kravet i punkt 1 är nytt.

Kravet i punkt 2 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 8 § SSMFS 2008:17 genom att tydligare ange slutpunkt för värdering av händelseförlopp.

Kravet på tekniska acceptanskriterier är en lättnad i förhållande till 25 och 26 §§ SSMFS 2008:17 avseende gränser för reaktorhärden och kärnbränsleknippen.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- IAEA:s SSR-2/1 rev 1 avseende djupförsvarsnivå 2,
- Punkt 8.9 i SSG-2 avseende *safe and stable end state*,
- Punkterna 4.12-18 i SSG-2 avseende tekniska acceptanskriterier,
- Punkterna 7.17-7.19 i IAEA:s SSG-2 avseende värderingar av *AOO*,
- Issue E7.2 i WENRA:s SRL avseende kriterier för bränsleintegritet,
- Issue E7.3 i WENRA:s SRL avseende kriterier för skydd av *RCPB*,
- Issue E7.4 i WENRA:s SRL avseende kriterier för skydd av sekundärkretsen,
- Issue E7.5 i WENRA:s SRL avseende kriterier för skydd av inneslutningen,
- Issue F3.1g i WENRA:s SRL avseende att *safety analysis* av *DEC* ska beakta insikter från PSA nivå 1 och 2,
- Issue F3.1h i WENRA:s SRL avseende att *safety analysis* av *DEC* ska ta hänsyn till relevanta *severe accident phenomena*,
- Issue F3.1i i WENRA:s SRL avseende säkert tillstånd för *DEC*, och
- YVL B.3 avseende värderingar av *AOO*.

### 3 kap. 11 § Förutsättningar vid värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5

**11 §** Vid värderingar enligt 10 § andra stycket 2 ska, så långt som det är möjligt och rimligt, endast funktioner hos strukturer, system och komponenter som är avsedda för hantering av händelser och förhållanden i

1. händelseklass H3–H4A tillgodoses vid händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4A såvida dessa inte medför försvårande omständigheter,
2. händelseklass H3–H4B tillgodoses vid händelser och förhållanden i händelseklass H4B såvida dessa inte medför försvårande omständigheter, och
3. händelseklass H5 tillgodoses vid händelser och förhållanden i händelseklass H5 såvida dessa inte medför försvårande omständigheter.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange förutsättningar för värderingar av kärnkraftreaktorns förmåga att uppnå säkert tillstånd enligt 10 § första stycket 2.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 och 2 avses att värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4A respektive H4B syftar till att värdera djupförsvarsnivå 3 och påvisa ett oberoende mot övriga djupförsvarsnivåer. Målet är, i enlighet med målet för djupförsvarsnivå 3 enligt 2 kap. 2 § SSMFS-K, att visa att exponering för joniserande strålning vid förhöjda strålningsnivåer begränsas, att spridningen av radioaktiva ämnen begränsas, och att omfattande frigörelse av radioaktiva ämnen till följd av händelser och förhållanden motverkas.

Med *så långt som det är möjligt och rimligt* avses att åskådliggöra att ett fullständigt oberoende mellan djupförsvarsnivåer kan vara orimligt, i vissa fall olämpligt, eller omöjligt att uppnå. Exempelvis kan strukturer som är avsedda för hantering av händelser och förhållanden i händelseklasser associerade med flera djupförsvarsnivåer vara föremål för en sådan diskussion.

Med *avsedda för hantering* avses exempelvis att kraftförsörjning från externa kraftkällor inte får tillgodoses vid värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 om sådan extern kraftförsörjning tillgodoses vid normaldrift. Ytterligare ett exempel är matarvattensystem som tillhandahåller kylmedel vid normaldrift.

Med *försvårande omständigheter* avses sådant som försvårar för de funktioner som får tillgodoses för att hantera en händelse eller ett förhållande.

Med punkt 3 avses att värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H5 syftar till att värdera djupförsvarsnivå 4 och påvisa ett oberoende mot övriga djupförsvarsnivåer. Målet är, i enlighet med målet för djupförsvarsnivå 4 enligt 2 kap. 2 § SSMFS-K, att visa att konsekvenserna av omfattande frigörelse av radioaktiva ämnen lindras och att utsläpp av radioaktiva ämnen orsakade av händelser och förhållanden begränsas.

#### Bakgrund och överväganden

Värderingar av händelser och förhållanden handlar delvis om att visa på djupförsvaret och de olika nivåernas oberoende förmåga att hantera händelser och förhållanden så att de endast leder till acceptabla konsekvenser. Bestämmelsen avser att förtydliga de förutsättningar som gäller avseende detta. Även i dagens värderingspraxis, där exempelvis ”driftsystem” (nivå 2) inte får tillgodoses när det är ”säkerhetssystem” (nivå 3) förmåga att hantera uppkomna händelser och förhållanden, är det tydligt att nivåernas oberoende förmåga behöver visas.



Stöd för bestämmelsen finns i IAEA:s SSG-2. Värderingarna enligt punkt 1 (H2-H4A) motsvaras av *conservative deterministic safety analysis for AOO* och *DBA* där punkt 7.35 avseende *availability of systems* går i linje med bestämmelsen. Värderingarna enligt punkt 2 (H4B) motsvaras av *deterministic safety analysis for design extension conditions without significant fuel degradation* där punkt 7.47-7.51 avseende *availability of systems* går i linje med bestämmelsen. Värderingarna enligt punkt 3 (H5) motsvaras av *deterministic safety analysis for design extension conditions with core melting* där punkt 7.61-7.64 avseende *availability of systems* går i linje med bestämmelsen.

Stöd för bestämmelsen finns i Issue E9.9 och E10.11 i WENRA:s SRL. Issue E9.9 anger krav på värmeförlust för reaktorhård och bränslebassäng, med beaktande av enkelfel och förlust av yttre nät. Issue E10.11 anger att kraftförsörjning ska vara tillgänglig och tillförlitlig vid samtliga *operational states* och *DBA* där den behövs, vilket innefattar samtliga händelser och förhållanden. Följden av bestämmelsen är i linje med dessa krav avseende bortfall av yttre nät. Vidare anger Issue E8.3 i WENRA:s SRL att enbart system som är *safety classified* kan krediteras att utföra en *safety function*. *Non safety classified* system ska antas vara i drift enbart om det förvärrar effekterna av händelsen. Då klassificeringen av strukturer, system och komponenter utgår ifrån deras betydelse för strålsäkerheten görs inte denna koppling i bestämmelsen. Emellertid bedöms denna förutsättning täckas upp av regelverket i stort.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att bestämmelsen tydligare anger hur försvårade omständigheter ska beaktas och tydligare anger förutsättningar avseende tillgodoräknade strukturer, system och komponenter.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Punkterna 7.35, 7.47-7.51 och 7.61-7.64 i IAEA:s SSG-2 avseende *availability of systems*,
- Issue E8.3 i WENRA:s SRL avseende beaktande av funktioner som medför försvårade omständigheter, och
- Issue E9.9 och E10.11 i WENRA:s SRL avseende bortfall av yttre nät.

### 3 kap. 12 § Förutsättningar för oberoende funktionsfel

**12 §** Vid värderingar enligt 10 § andra stycket 2 av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4A, ska, så långt som det är möjligt och rimligt, ett enkelfel antas inträffa som är oberoende av händelsen och förhållandet och som medför de mest försvårade omständigheterna.

Vid värderingar enligt 10 § andra stycket 2 av händelser och förhållanden i händelseklass H4B enligt 2 kap. 8 § första stycket 1 ska, så långt som det är möjligt och rimligt, fel med gemensam orsak antas inträffa som är oberoende av händelsen och förhållandet och som medför de mest försvårade omständigheterna.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange förutsättningar för värderingar av kärnkraftreaktorns förmåga att uppnå säkert tillstånd enligt 10 § första stycket 2.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen kompletterar 4 kap. 13 § SSMFS-K avseende vilken grad av redundans och diversifiering som påvisas med värderingar med deterministiska metoder.

Med *enkelfel* i första stycket avses ett funktionsfel i en struktur, ett system eller en komponent samt de resulterande funktionsfel som detta fel ger upphov till.

Med *fel med gemensam orsak* i andra stycket avses funktionsfel hos två eller flera strukturer, system eller komponenter som föreligger samtidigt eller inom ett kort tidsintervall, och där funktionsfelen har en gemensam orsak. Fel som har en gemensam orsak förkortas ibland CCF (*common cause failure*).

Med *händelser och förhållanden i händelseklass H4B enligt 2 kap. 8 § 1* i andra stycket avses händelser och förhållanden utanför specificerade villkor och begränsningar för normal drift med en uppskattad inträffandefrekvens i intervallet större än eller lika med  $10^{-4}$  per år med ett så långt som det är möjligt och rimligt antaget tillkommande oberoende fel med gemensam orsak. Innebörden av detta är det ska finnas en diversifiering så att de grundläggande funktionerna kan fullgöras, även om ett godtyckligt fel med gemensam orsak inträffar i system eller komponenter som tillgodoräknas för hanteringen av händelser och förhållanden i händelseklass H2 och H3, antagonistiska händelser och förhållanden undantagna.

Med *så långt som det är möjligt och rimligt antas inträffa* i första och andra stycket avses att oberoende funktionsfel inte behöver ansättas för strukturer, system och komponenter som kan anses ha mycket hög funktionssäkerhet. Vissa strukturer, system och komponenter är av en sådan hög kvalitet eller har en sådan enkel funktion att sannolikheten är minimal för att funktionsfel uppstår oberoende av händelsen, dvs. mycket hög funktionssäkerhet. För att påvisa hög kvalitet eller enkel funktion kan exempelvis särskilda värderingar med probabilistiska säkerhetsanalyser eller argumentation från det genomförda konstruktionsarbetet avseende erfarenheter och resultat från verifiering och validering enligt 3 kap. 4 § SSMFS-K användas. Även kvalitativa eller kvantitativa resonemang kring materialval samt konsekvenser vid funktionsfel kan ingå i en sådan värdering.

Med *mest försvårande för förmågan att fullgöra de grundläggande funktionerna vid den värderade händelsen eller förhållandet* i första och andra stycket avses att det oberoende felet ansätts så att de största konsekvenserna avseende förmågan att fullgöra de grundläggande funktionerna ges vid respektive värdering. Detta kan exempelvis identifieras genom att parameterstudier genomförs där konsekvenserna av tänkbara fel värderas ett i taget. Detta innebär också att det oberoende felet ansätts i de funktioner som får tillgodoräknas enligt 12 § första stycket 1 och 2. För värderingar av kärnkraftreaktorns förmåga att uppnå säkert tillstånd vid händelser och förhållanden i händelseklass H4B innebär det att felet som har en gemensam orsak ansätts i funktioner som är avsedda för hantering av händelser och förhållanden i händelseklass H3–H4A. Intentionen är därmed att enkelfelet som ansätts vid värdering enligt 10 § andra stycket 2 av händelser och förhållanden i händelseklass H2 och H3 ersätts av ett fel som har en gemensam orsak vid värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H4B enligt 2 kap. 8 § första stycket 1.

### **Bakgrund och överväganden**

Av 9 § SSMFS 2008:17 har framgått att säkerhetsfunktionerna (reaktivitetskontroll, primärsystemets integritetsskydd, härdnöd kylning, resteffektylning och inneslutningsfunktionen) skulle vara tåliga mot enkelfel vid alla händelser till och med händelseklassen osannolika händelser. Vid händelse i händelseklassen mycket osannolika händelser skulle de aktiva komponenter som tillhörde de konsekvenslindrande systemen vara tåliga mot enkelfel.

I värderingar görs vanligen skillnad på enkelfel på så kallade aktiva respektive passiva system och komponenter. Den nu aktuella bestämmelsen lämnar avsiktligt ingen vägledning kring detta. Istället införs begreppet möjligt och rimligt som möjliggör undantag. Det har ansetts att vissa komponenter är passiva komponenter i syfte att kunna undanta dessa från omfånget av kravet på en tillräcklig tålighet mot enkelfel. Exempel på

sådana komponenter som skulle kunna anses vara passiva är sprängbleck, backventiler och avlastningsluckor. Motsvarande görs även avseende fel som har en gemensam orsak vilket förtydligar 10 § SSMFS 2008:17.

Innebörden av *enkelfel* motsvarar innebörden i den tidigare definitionen i 2 § SSMFS 2008:17.

Innebörden av *fel med gemensam orsak* motsvarar innebörden i den tidigare definitionen i 2 § SSMFS 2008:17.

Stöd för bestämmelsen finns punkterna 7.35 (AOO och DBA), 7.49 (DEC A) och 7.63 (DEC B) IAEA:s SSG-2 avseende ansättande av enkelfel.

Stöd finns även i Issue E8.2, E8.4, E9.9 och F2.2 WENRA:s SRL. Issue E8.2 i WENRA:s SRL anger att mest försvårande enkelfelet ska ansättas vid analys av *DBA*. Emellertid är det inte nödvändigt att ansätta enkelfelet på en passiv komponent om det kan bevisas att ett sådant fel är mycket osannolikt och att funktionaliteten inte är påverkad av händelsen. Issue E8.4 i WENRA:s SRL anger att en fastnad styrstav ska antas som ett tillkommande fel vid analys av *DBA*, men att detta fel kan hanteras som ett enkelfel. Issue E9.9 och E10.11 i WENRA:s SRL anger att enkelfel ska ansättas i kraftmatning medan Issue F2.2 i WENRA:s SRL anger att fel som har en gemensam orsak ska ansättas.

Innebörden av bestämmelsen är i linje med IAEA och WENRA.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 9 och 10 §§ SSMFS 2008:17 och 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att bestämmelsen tydligare anger förutsättningar avseende enkelfel och fel med gemensam orsak.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Punkterna 7.35, 7.49 och 7.63 IAEA:s SSG-2 avseende ansättande av enkelfel för vissa *plant states*,
- Issue E8.2 i WENRA:s SRL avseende att det mest försvårande enkelfelet ska ansättas såvida det inte kan påvisas att felet är osannolikt,
- Issue E9.9 och E10.11 i WENRA:s SRL avseende enkelfel i kraftmatning, och
- Issue F2.2 i WENRA:s SRL avseende ansättande av fel som har en gemensam orsak.

### 3.3.3 - Värdering av radiologiska konsekvenser avseende allmänhet och miljön

Detta underavsnitt innehåller bestämmelser om hur händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 värderas med syfte att påvisa att acceptanskriterier för värdering av radiologiska konsekvenser avseende dels utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen, dels exponering av allmänheten för joniserande strålning uppfylls.

För *nya kärnkraftsreaktorer* saknas i dagsläget radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende exponering av allmänheten och utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen. Vissa är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när de har tagits fram.

Värdering av exponering av arbetstagare avgränsar sig enbart till de fall där manuella uppgifter tillgodoräknas, se 3 kap. 6 §.

Värdering av radiologiska konsekvenser innehåller ingen specifik bestämmelse för att beakta osäkerheterna i värderingen utan det är den övergripande bestämmelsen enligt 3 kap. 4 § som ska tillämpas.

### 3 kap. 13 § Värdering av radiologiska konsekvenser avseende allmänhet

**13 §** Värderingar av radiologiska konsekvenser för allmänheten enligt 1 § andra stycket 4 ska genomföras för händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 och omfatta

1. utsläpp av radioaktiva ämnen från kärnkraftsreaktorn och ämnenas spridning i omgivningen, och
2. stråldos till allmänheten.

Värderingarna ska påvisa att acceptanskriterierna för händelseklass H2–H5 i bilaga 1 uppfylls.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga kraven avseende värderingar enligt 1 § 4.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen anger värderingarnas omfattning. Specifika krav avseende vissa av punkterna anges i 14–16 §§.

Vid värdering av *spridning av radioaktiva ämnen* i punkt 1 kan effekter beaktas i form av exempelvis urtvättning, deponering, absorption och radioaktivt sönderfall.

Med punkt 2 avses stråldos till en *vuxen person i allmänheten* eller en *representativ person i allmänheten*. Uttrycket *vuxen person i allmänheten* används för befintliga kärnkraftsreaktorer medan uttrycket *en representativ person i allmänheten* används för nya kärnkraftsreaktorer och förklaras i vägledningstexten till 7 §. Anvisningarna i ICRP 101 gäller även uttrycket *vuxen person i allmänheten* men med den skillnaden att det inte kan röra sig om barn vilket kan vara fallet för en representativ person.

I punkt 2 anges inte arbetstagare. Detta innebär att sådana identifierade händelser och förhållanden i händelseklasser H2–H5 som enbart kan påverka exponering av arbetstagare inte behöver värderas i enlighet med bestämmelsen. Det kan dock poängteras att acceptanskriterier för, i värderingarna tillgodoräknade, strukturer, system och komponenter samt arbetstagare som utför manuella uppgifter också måste innehållas men dessa ska ses som ett medel för att uppnå det övergripande syftet, se 6 §.

Med *acceptanskriterierna för händelseklass H2–H5 i bilaga 1* avses kriterier som representerar en högsta nivå av vad som kan ses som en acceptabel konsekvens av en händelse eller förhållande ur någon aspekt innehålls vid värdering. Dessa anges i bilaga 1 avseende värdering av effektiv och ekvivalent dos, se tabell 2 och 3, samt utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen, se tabell 4.

#### Bakgrund och överväganden

Krav på värderingar avseende exponering av allmänheten för joniserande strålning har tidigare reglerats i separata föreskrifter och myndighetsbeslut.

För händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4A, har acceptanskriterierna funnits i Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 i form av referensvärden (numera radiologiska acceptanskriterier) medan det för händelser och förhållanden i händelseklass H5 är acceptanskriteriet i form av en maximal utsläppsmängd för Cesium-134 och Cesium-137 som är en följd av de villkor som regeringen beslutade den 27 februari 1986. I dessa beslut anges att utsläpp av radioaktiva ämnen, efter filtrerad tryckavlastning av svenska reaktorer, inte får leda till markbeläggning som långvarigt hindrar utnyttjande av större markområden eller dödsfall i akut strålsjuka. Acceptanskriteriet för händelseklass H4B omfattades inte av föreläggandet och är därför nytt. Acceptanskriterierna i bilaga 1 är baserade på just dessa krav. För *nya kärnkraftsreaktorer* finns i dagsläget inga värden för

acceptanskriterier för händelseklass H2-H4B. Dessa är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när de har tagits fram.

I föreläggandet gällande H2–H4A ställdes krav på två typer av värderingar, konservativa respektive realistiska. Bestämmelsen ovan avser att i stor utsträckning följa de realistiska enligt föreläggandet från 2009 vilka omfattade tre typer av värderingar nämligen a) värdering avseende exponering av personer i allmänheten för joniserande strålning i form av effektiv dos, b) värdering avseende ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod och c) värdering avseende utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen, se även bilaga 1. De konservativa analyserna enligt RG 1.183 blir oförändrade och anges i 19 §. Eftersom de konservativa och realistiska analyserna har granskats finner Strålsäkerhetsmyndigheten inte att de behöver göras om för befintliga kärnkraftsreaktorer utan det är rimligt att värderingarna kan behöva genomföras när ny kunskap visar att det är befogat. Sådana bedömningar kan i så fall ske på en samordnad nationell nivå.

Vid utformning av bestämmelsen har Requirement 5 i IAEA:s SSR-2/1 använts som stöd avseende de delar som föreskriver värdering av exponering av arbetstagare och allmänhet för joniserande strålning. Även delar i IAEA:s SSG-2 som berör källterm (*source term*) har använts, se speciellt punkterna 2.16-2.19.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att bestämmelsen tydligare anger hur värdering av radiologiska konsekvenser ska genomföras.

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 avseende realistiska analyser förutom inkluderande av händelser och förhållanden i H4B vilka inte omfattades av föreläggandet och därför är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har Requirement 5 i IAEA:s SSR-2/1 beaktats avseende exponering av arbetstagare och allmänheten för joniserande strålning.

### 3 kap. 14 § Förutsättningar vid värdering av utsläpp och spridning av radioaktiva ämnen i omgivningen

**14 §** Vid värderingar enligt 13 § första stycket 1 av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4B för en befintlig kärnkraftsreaktor, ska två väderfall som representerar 95 procent av de förekommande fallen beaktas.

Vid värderingar enligt 13 § första stycket 1 av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 för en ny kärnkraftsreaktor, ska parametrar i atmosfäriska och akvatiska spridningsberäkningar som är statistiskt framtagna med utgångspunkt från historiska väderdata och hydrologiska data från förlägningsplatsen eller i närheten av denna i 95 procent av de förekommande fallen beaktas.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange förutsättningar för värderingar av spridning av radioaktiva ämnen i kärnkraftsreaktorns omgivning enligt 13 § första stycket 1.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med två väderfall som representerar 95 procent av förekommande fall i första stycket avses att för befintliga kärnkraftsreaktorer är det tillräckligt att beakta de två väderfall som specificeras i Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 om radiologiska omgivningskonsekvenser.

**Bakgrund och överväganden**

Krav på förutsättningar vid värdering av spridning av radioaktiva ämnen i omgivningen i händelseklass H2–H4B har tidigare delvis reglerats i Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 avseende realistiska analyser.

**Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 avseende realistiska analyser för en befintlig kärnkraftsreaktor.

Bestämmelsen innebär en skärpning för en ny kärnkraftsreaktor jämfört med en befintlig kärnkraftsreaktor genom att både fler väderfall och akvatiska aspekter behöver beaktas.

**Referenser**

Inga.

**3 kap. 15 § Förutsättningar vid värdering avseende exponering av allmänheten för en befintlig kärnkraftsreaktor**

**15 §** Vid värderingar enligt 13 § första stycket 2 av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4B för en befintlig kärnkraftsreaktor ska beaktas

1. den effektiva dosen till en vuxen person i allmänheten från extern exponering av radionuklider i luften och på marken under 30 dygn samt från intern exponering av inhalede radionuklider under 50 år, och
2. den ekvivalenta dosen från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalede radioaktiv jod.

Vid värderingarna får möjliga skyddsåtgärder vid tidpunkten för utsläppet av radioaktiva ämnen beaktas.

**Syfte**

Syftet med bestämmelsen är att ange förutsättningar för att värdera exponering av allmänheten för joniserande strålning enligt 13 § första stycket 2 för en befintlig kärnkraftsreaktor.

**Tillämpning av bestämmelsen**

Begreppen *ekvivalent dos*, *effektiv dos* och *stråldos* är förklarade i 1 kap. 9 § strålskyddslagen. Av bilaga 1 till SSMFS 2018:1 framgår sambandet mellan de olika doserna och hur man beräknar dem. Begreppet *stråldos* är en samlingsbeteckning för storheterna *effektiv dos* eller *ekvivalent dos*. *Ekvivalent dos* avser medelvärde av absorberad energi per massenhet från joniserande strålning till ett organ eller en vävnad, viktat med hänsyn till de aktuella strålslagens biologiska verkan. *Effektiv dos* avser summan av alla ekvivalenta doser till en persons organ eller vävnader, viktade med hänsyn till deras olika känslighet för joniserande strålning.

Med *vuxen person i allmänheten* i första stycket avses samma förklaring som i vägledningstexten till 13 §.

Med *inhalerade radionuklider* i första stycket avses enbart det som kommer in i kroppen via inandning.

Med *ettårigt barn som har inhalede radioaktiv jod* avses enbart det som kommer in i kroppen genom inandning. Enbart jod anges varför ekvivalent dos till sköldkörteln från andra radionuklider genom inandning inte ingår i omfånget.

Med *möjliga skyddsåtgärder vid tidpunkten för utsläppet av radioaktiva ämnen* i andra stycket avses att om skyddsåtgärder tillgodoräknas behöver hänsyn tas till den tid som finns

tillgänglig för att sätta sådana skyddsåtgärder i kraft. Exempelvis om ett omfattande utsläpp av radioaktiva ämnen sker en minut efter att händelseförloppet påbörjas så är det inte troligt att skyddskläder hinner sättas på, jodtabletter intas eller evakuering genomföras. Tiden är troligen helt enkelt för kort för att hinna genomföra sådana åtgärder.

#### Bakgrund och överväganden

Bestämmelsen har tidigare delvis reglerats i Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 avseende realistiska analyser. I föreläggandet angavs förutsättningarna avseende effektiv dos genom extern bestrålning från radionuklider i luften och på marken. För radionuklider i luften var det under den tid strålningen bidrog till stråldosen, dvs. under plympassagen, medan det för radionuklider på marken var i föreläggandet tiden satt till 30 dygn (se 16 § bilaga 1 till föreläggandet).

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 avseende realistiska analyser.

#### Referenser

Inga.

### 3 kap. 16 § Förutsättningar vid värdering avseende exponering av allmänheten för en ny kärnkraftsreaktor

**16 §** Vid värderingar enligt 13 § första stycket 2 av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 för en ny kärnkraftsreaktor ska beaktas

1. den effektiva dosen till en representativ person i allmänheten från relevanta exponeringsvägar under 1 år, och
2. den ekvivalenta dosen från exponering av sköldkörteln hos en representativ person i allmänheten som har inhalerat radioaktiv jod.

Vid värderingarna får förenklade modeller och metoder tillämpas för stråldoser som erhålls via näringskedjan.

Vid värderingarna får inga skyddsåtgärder beaktas med undantag för inomhusvistelse efter att ett radioaktivt moln har passerat.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange förutsättningar för värdering av stråldos i form av effektiv och ekvivalent dos till personer i allmänheten enligt 13 § första stycket 2 för en ny kärnkraftsreaktor.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Begreppen *ekvivalent dos*, *effektiv dos* och *stråldos* är förklarade i 1 kap. 9 § Strålskyddslagen. Av bilaga 1 till SSMFS 2018:1 framgår sambandet mellan de olika doserna och hur man beräknar dem. Angående begreppen *stråldos*, *effektiv dos* och *ekvivalent dos* se även vägledningstexten till 15 §.

Med *representativ person i allmänheten* i första stycket avses samma förklaring som i vägledningstexten till 13 §.

Med *relevanta exponeringsvägar* i första stycket avses förutom de som framgår av första stycket även sådana som erhålls via näringskedjan (oralt intag). Det betyder att exponeringsvägarna omfattar två källor till intern exponering (inandning och intag av livsmedel) samt två källor till extern exponering (passage av ett radioaktivt moln och markbeläggning).



Enligt bilaga 1 till SSMFS 2018:1, är integrationstiden 50 år för en representativ person som är vuxen efter intag av radioaktiva ämnen och 70 år för en representativ person som är barn.

Med andra stycket avses att för nya kärnkraftsreaktorer kan förenklade modeller och metoder användas för stråldoser som erhålls via näringskedjan. Exempelvis kan stråldos vid intag via livsmedel beräknas i det fall utsläppet sker vid den årstid som förväntas ge det mest konservativa dosbidraget.

#### **Bakgrund och överväganden**

För nya kärnkraftsreaktorer beräknas stråldoser till representativa personer i allmänheten för ett år efter händelsens eller förhållandets inledning enligt anvisningar från ICRP 101. Detta innebär en förändring jämfört med kraven för befintliga kärnkraftsreaktorer. Skälet till förändringen är att ansluta till ICRP:s rekommendationer om att beräkna årliga stråldoser för händelser som kan leda till långvarig exponering. En annan skillnad mellan befintliga och nya kärnkraftsreaktorer är att de nya behöver beakta relevanta exponeringsvägar vilket innebär att förutom de tre källor till exponering som gäller för befintliga behöver även intag via livsmedel beaktas.

För nya kärnkraftsreaktorer omfattar värderingen utöver det som gäller för befintliga även akvatiska spridningsberäkningar och intag via näringskedjan. Detta följer av att för nya kärnkraftsreaktorer utgår värderingen från stråldoser som erhålls under ett helt år och därför är det rimligt, enligt ICRP:s rekommendationer (ICRP 101), att beakta alla relevanta exponeringsvägar. För befintliga kärnkraftsreaktorer omfattar värderingen kortare exponeringstider därför att vissa exponeringsvägar uteslöts i Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945.

#### **Äldre bestämmelser**

Kravet är nytt.

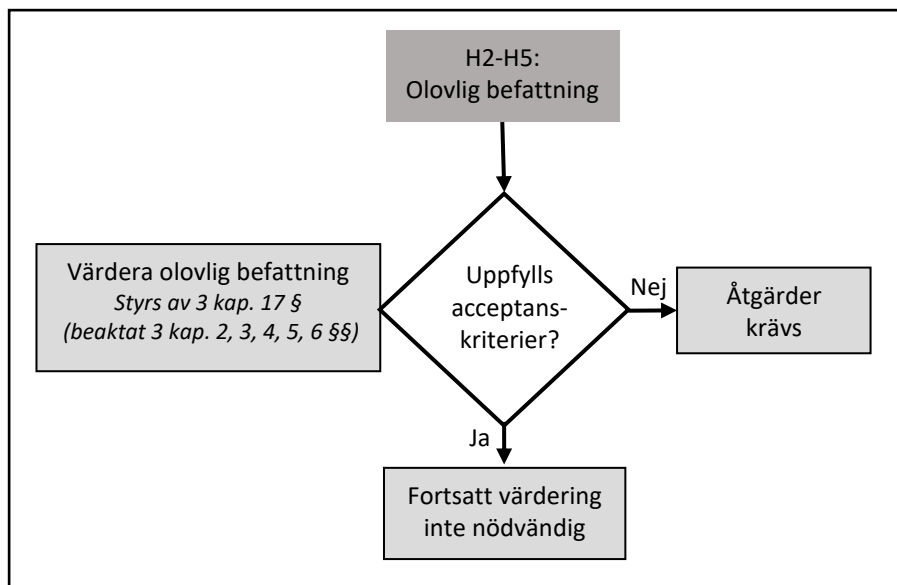
#### **Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har anvisningar från ICRP 101 beaktats.

### **3.4 – Värdering av olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen**

Detta underavsnitt innehåller en bestämmelse om hur händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 värderas med syfte att påvisa att acceptanskriterier avseende olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen uppfylls, se även figur 3.4. På det här sättet visas att antagonisters förmåga begränsas eller fördröjs i tillräcklig utsträckning. Detta kan göras genom att i värderingen tillgodoräkna funktioner hos områden, utrymmen, strukturer, system och komponenter, manuella uppgifter (inklusive eventuell insats från bevakningspersonal, om förutsättningar finns) eller en polisstyrka enligt 6 §.





Figur 3.4: Schematisk illustration av sekvensen för värdering av händelser och förhållanden i händelseklasserna H2–H5 för olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen.

### 3 kap. 17 § Värderingar av olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen

**17 §** Värderingar av olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen enligt 1 § andra stycket 5, ska genomföras för händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5.

Värderingarna ska påvisa att acceptanskriterierna för händelseklass H2–H5 i bilaga 2 uppfylls.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga kraven avseende värderingar enligt 1 § 5.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med andra stycket avses att värderingarna påvisar att acceptanskriterier som tillämpas vid värdering av händelser och förhållanden av typen olovlig befattning i händelseklass H2–H5 uppfylls. Acceptanskriterierna i detta sammanhang kan exempelvis handla om den sammanlagda mängden kärnämne eller annat radioaktivt material som kan komma att bortföras från tillståndshavarens kontroll. Dessa acceptanskriterier anges i bilaga 1, se tabell 5.

#### Bakgrund och överväganden

Krav på värderingar av det fysiska skyddet har tidigare reglerats i 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1 där det bl.a. angavs att utformningen av det fysiska skyddet ska vara grundat på analyser som utgår från nationell dimensionerande hotbeskrivning (DHB). I allmänna råd till samma paragraf angavs att för varje anläggning ska analyser som utgår från DHB:n leda till åtgärder för fysiskt skydd i syfte att försvåra, fördröja och begränsa konsekvenserna av ett obehörigt intrång, sabotage eller annan sådan handling samt försvåra och fördröja otillåten tillgång till kärnämnen eller kärnavfall. Som resultat av dessa analyser borde såväl konsekvenser som behov av åtgärder i anläggningen och principiella motåtgärder beskrivas.

Värdering av antagonistiska händelser och förhållanden av typen olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen innebär att få fram den sammanlagda

mängden material som bortförs från tillståndshavarens kontroll. Det är denna mängd som ska värderas mot acceptanskriterierna. För dessa händelser antas kontrollen vara förlorad när strålkällan eller det obestrålade kärnämnet passerar det tillträdesbegränsade området. Det betyder att om en antagonist tar kontroll över en strålkälla, flyttar den ut på gårdsplan men stoppas av att polis som kommer fram till reaktorn så har inte tillståndshavaren tappat kontrollen över strålkällan.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen är ett förtydligande i förhållande till 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1.

#### Referenser

Inga.

### 3.5 – Värdering av händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen

Detta avsnitt innehåller en bestämmelse om hur händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen värderas genom tillämpning av praktisk eliminering för att förhindra uppkomst av sådana händelser och förhållanden.

#### 3 kap. 18 § Värdering av händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen

**18 §** Värderingar av händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen enligt 1 § andra stycket 6 ska genomföras för händelser och förhållanden i händelseklass H6 genom att påvisa att det är fysikaliskt omöjligt att sådana kan inträffa eller att det med hög trovärdighet är extremt osannolikt.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att genom tillämpning av praktisk eliminering förhindra uppkomst av sådana händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *påvisa att det är fysikaliskt omöjligt att sådana kan inträffa* i andra stycket avses att påvisa dels att händelsen eller förhållandet till följd av naturlagar inte kan inträffa, dels att funktionerna reaktivitetskontroll, värmebortförel och begränsning av utsläpp av radioaktiva ämnen kan upprätthållas.

Med *hög trovärdighet* i andra stycket avses att tilltron till den uppskattade sannolikheten för händelsen eller förhållandet är så hög att det inte går att ifrågasätta storleksordningen av denna även beaktat de osäkerheter som finns.

#### Bakgrund och överväganden

Krav på säkerhetsvärdering av händelser och fenomen har tidigare funnits i 5 § SSMFS 2008:17 med tillhörande allmänna råd. Av allmänna råd framgick bl.a. att en säkerhetsvärdering bör 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.

Stöd för bestämmelsen finns i artikel 8a i EU-2014/87/Euratom och i 4 § 3 Kärntekniklagen där det ställs krav på att förhindra dels radioaktiva utsläpp i ett tidigt skede vilka skulle

kräva nödåtgärder utanför anläggningen som på grund av tidsbrist inte skulle kunna vidtas, dels stora radioaktiva utsläpp som skulle kräva skyddsåtgärder som inte kan begränsas i tid och rum

För att uppfylla kravet tillämpas s.k. *practical elimination* (praktiskt eliminering) genom att antingen via konstruktionen göra händelsen eller förhållandet fysikaliskt omöjlig att inträffa eller med hög trovärdighet visa att händelsen är extremt osannolik att inträffa. Praktisk eliminering är bredare i förhållande till begreppet restrisk enligt 2 § SSMFS 2008:17 och ställer högre krav på demonstration (och bevisföring).

Bestämmelsens anger det sätt som tillämpas för praktisk eliminering vilket är i enlighet med vad som följer av IAEA och WENRA. Praktisk eliminering innebär i huvudsak att händelsen eller förhållandet antingen konstrueras bort genom vägval i konstruktion och därmed görs den fysikaliskt omöjlig att inträffa eller genom att med hög konfidens visa att händelsen eller förhållandet är extremt osannolik.

Krav på tillämpning av praktisk eliminering framgår exempelvis av Requirement 20 IAEA:s SSR-2/1 och i punkt 7.70 IAEA:s SSG-2. I punkt 3.56 IAEA:s SSG-2 anges exempel på *event sequences* och *accident scenarios* som behöver praktiskt elimineras. Exempelen handlar bl.a. om sekvenser/scenarier med tidiga eller sena inneslutningsbrott, signifikant kärnbränsledegradering i bränslebassänger, etc. Det finns vidare mer riktlinjer kring tillämpning av begreppet tillämpas i IAEA:s TECDOC-1791. Även i WENRA:s SRL anges specifika händelser som inte får inträffa. Exempelvis anger Issue F4.12 i WENRA:s SRL att högtrycksgenomsmältning av reaktortanken inte får ske. Issue T6.1 anger att identifiering av *events* som är mer allvarliga än *design basis events* är en del av urvalsprocessen för *DEC*.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Bestämmelsen genomför delvis artikel 8a i EU-2014/87/Euratom avseende att händelser som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen ska förhindras.

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 20 i IAEA:s SSR-2/1 avseende de delar som anger att det finns *conditions* som inte kan anses vara möjliga och rimliga att omhänderta (*Practically eliminated*),
- Punkt 3.56 i IAEA:s SSG-2 avseende exempel på *event sequences* och *accident scenarios* som behöver praktiskt elimineras,
- Punkt 7.70 i IAEA:s SSG-2 avseende stegen för demonstration av *practically eliminated*,
- Issue F4.12 i WENRA:s SRL avseende att förhindra högtrycksgenomsmältning av reaktortanken, och
- Issue T6.1 i WENRA:s SRL avseende identifiering av *events* som är mer allvarliga än *design basis events* som del av urvalsprocessen för *DEC*.

### 3.6 – Värdering av radiologiska konsekvenser med konservativ källterm

Detta avsnitt innehåller en bestämmelse om hur vissa händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4A värderas med syfte att påvisa tillräckligt marginal mot okända osäkerheter för reaktorinneslutningens funktionssäkerhet. Värderingarna genomförs enligt USNRC:s Regulatory Guide 1.183 med givna antaganden och analysförutsättningar samt kriterier vilka skiljer sig från de kriterier som framgår av bilaga 1.

### 3 kap. 19 § Värderingar av radiologiska konsekvenser med konservativ källterm

**19 §** Värderingar av radiologiska konsekvenser med konservativ källterm enligt 1 § andra stycket 7 ska genomföras för händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4A.

Värderingarna ska konservativt påvisa reaktorinneslutningens förmåga att innesluta radioaktiva ämnen.

*Allmänt råd till 3 kap. 19 §:*

Värderingarna bör genomföras enligt USNRC Regulatory Guide 1.183.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange omfattningen av de värderingar av händelser och förhållanden som följer av 1 § punkten 7.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *reaktorinneslutningens funktionssäkerhet* avses byggnadsstrukturen med tillhörande stödsystem och komponenter. Det kan exempelvis gälla ventiler, kraftmatning eller instrumentering.

Med *genomföras enligt USNRC Regulatory Guide 1.183* avses tillämpning avseende kriterier, källtermer och analysförutsättningar enligt Regulatory Guide 1.183 eller annan motsvarande metod. Detta innebär bl.a. att resultatet från de konservativa värderingarna enligt Regulatory Guide 1.183 (eller annan metod) jämförs mot de kriterier som följer av vald metod och inte mot de acceptanskriterier som anges i bilaga 1. Detta gäller även hantering av osäkerheter som annars anges i 5 §.

Bestämmelsen kompletterar 4 kap. 13 § SSMFS-K avseende den funktionssäkerhet som påvisas med värderingar av reaktorinneslutningens täthet.

#### Bakgrund och överväganden

Bestämmelsen har tidigare reglerats i Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 där det ställdes krav på konservativa värderingar i enlighet Regulatory Guide 1.183. I föreläggandet har samma urval av händelser och förhållanden gjorts för såväl de konservativa som de realistiska värderingarna. För de händelser och förhållanden som inte behandlas i Regulatory Guide 1.183 har dessa analyserats med konservativa förutsättningar som så långt som möjligt följer metodiken i Regulatory Guide 1.183.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 avseende konservativa analyser.

#### Referenser

Inga.

## Kapitel 4. Värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser

Bestämmelserna i detta kapitel är i huvudsak baserade på äldre bestämmelser i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter SSMFS 2008:1. Bestämmelserna har ensats med bestämmelser i SSMFS 2018:1, SSMFS-K och SSMFS-D. Vidare har bestämmelserna utvecklats och förtydligats med stöd av relevanta delar i IAEA:s GSR Part 4 och WENRA:s SRL.

Bestämmelserna om värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser syftar till att ge en allsidig bild av skyddet av allmänheten och miljön mot exponering för joniserande strålning och utgöra underlag i bedömning av frågor som har betydelse för detta skydd.

Probabilistisk säkerhetsanalys (PSA) är avsedd att vara ett heltäckande och strukturerat angreppssätt för att identifiera styrkor och svagheter i kärnkraftsreaktors konstruktion och verksamhet. Grundtillämpningen är att identifiera styrkor och svagheter och värdera behov av åtgärder som bidrar till en balanserad riskprofil. Specifika tillämpningar kan användas för ett risk-informerat beslutsfattande i olika frågor.

En probabilistisk säkerhetsanalys utförs vanligen i tre konsekvensnivåer, *PSA nivå 1–3*. I *PSA nivå 1*, identifieras och kvantifieras de händelsesekvenser som kan leda till skador på kärnbränslepatroner som leder till frigörelse av radioaktiva ämnen. *PSA nivå 1* ger därmed kunskap om kärnkraftsreaktors styrkor och svagheter med avseende på skada på kärnbränslepatroner. I *PSA nivå 2*, identifieras och kvantifieras de händelsesekvenser som kan leda till utsläpp av radioaktiva ämnen från kärnkraftsreaktor till omgivningen inklusive framtagning av källterm (mängd och sammansättning av radioaktiva ämnen). *PSA nivå 2* ger ytterligare kunskap om styrkor och svagheter med avseende på utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen, samt kunskap om den relativa betydelsen av förebyggande och konsekvenslindrande egenskaper hos kärnkraftsreaktor. I *PSA nivå 3*, identifieras och kvantifieras de radioaktiva ämnernas konsekvenser för samhället. *PSA nivå 3* ger kunskap om konsekvensernas storlek och frekvens samt styrkor och svagheter avseende dessa konsekvenser, exempelvis betydelsen av åtgärder i samband med radiologiska nödsituationer.

### 4 kap. 1 § Värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser

**1 §** Värderingar med probabilistiska säkerhetsanalyser ska genomföras som komplettering till värderingarna enligt 3 kap., så att de ger en allsidig bild av skyddet av allmänheten och miljön mot exponering för joniserande strålning och kan utgöra underlag vid bedömningen av frågor som har betydelse för detta skydd.

Antaganden som görs i värderingarna ska motiveras.

Värderingarna ska dokumenteras på ett strukturerat sätt.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange den probabilistiska säkerhetsanalysens syfte och inriktning samt för att belysa behovet av spårbarhet och motiverade antaganden.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *som komplettering till värderingarna enligt 3 kap.* i första stycket avses att de probabilistiska säkerhetsanalyserna täcker upp för aspekter som värderingar kravställda i 3 kap. av händelser och förhållanden i framförallt händelseklass H2–H5 inte fångar upp, exempelvis aspekter avseende sannolikheter för händelseförlopp utifrån ett helhetsperspektiv.

Med *ger en allsidig bild av skyddet av allmänheten och miljön mot exponering för joniserande strålning* i första stycket avses att med PSA identifiera styrkor och svagheter i kärnkraftsreaktors konstruktion och verksamhet. Kunskap om styrkor och svagheter är

grunden för att värdera behov av åtgärder som förbättrar skyddet av allmänheten och miljön mot exponering för joniserande strålning vilket leder till en balanserad riskprofil utan tröskeleffekter. Detta kan anses vara den probabilistiska säkerhetsanalysens grundtillämpning. Resultat från PSA kan dessutom ge stöd vid:

- utformning av utbildning och träning (3 kap. 4 § SSMFS-D),
- identifiering av scenarier som utgör utgångspunkt för rutiner (5 kap. 11 § SSMFS-D),
- utformning av ett heltäckande program för underhåll, funktionsprovning och återkommande kontroll (6 kap. 2 § SSMFS-D), och
- bedömning av strålsäkerhetsbetydelsen för strukturer, system och komponenter (4 kap. 10 § SSMFS-K).

Med *utgöra underlag vid bedömningen av frågor som har betydelse för detta skydd* i första stycket avses att kunna använda PSA i specifika tillämpningar för ett risk-informerat beslutsfattande i olika frågor, exempelvis vid värdering av kriterier för de säkerhetstekniska driftförutsättningarna och inträffade händelser. SSMFS-D anger att användning av PSA i specifika tillämpningar kan behövas som underlag i:

- frågor för att säkerställa en allsidig belysning och prioritering av strålsäkerheten (2 kap. 2 § SSMFS-D), och
- beredningen och kontroll av arbeten i en kärnkraftsreaktor (2 kap. 6 § SSMFS-D).

Ytterligare exempel på specifika tillämpningar är stöd för att påvisa kravuppfyllnad avseende konstruktion, samt för uttolkning av vad som är en möjlig och rimlig uppfyllnad av krav på konstruktion av kärnkraftsreaktorn.

Med *motiverade antaganden* i andra stycket avses att de antaganden som ligger till grund för analysen baseras på en redovisad logisk argumentation som stödjer de antaganden som gjorts.

Med *dokumenteras på ett strukturerat sätt* i tredje stycket avses exempelvis att det finns tydliga hänvisningar till underliggande dokumentation eller att värderingar är logiskt dokumenterade genom att tydligt ange vad som är indata, metod respektive resultat.

### **Bakgrund och överväganden**

Anledningen till att inte använda begreppet strålsäkerhet i samband med probabilistisk säkerhetsanalys är att dessa analyser i huvudsak syftar till att värdera aspekter och åtgärder som följer av 4 § kärntekniklagen och som där syftar på att upprätthålla säkerheten hos kärnkraftsreaktorn.

Bestämmelsens första stycke är en omskrivning av tidigare krav enligt 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det bl.a. ställdes krav på att kapaciteten hos kärnkraftsreaktors barriärer och djupförsvaret att förebygga radiologiska nödsituationer och lindra konsekvenserna om sådana ändå skulle ske, skulle analyseras med deterministiska metoder. Vidare ställdes det krav på att förutom deterministiska analyser ska kärnkraftsreaktorn analyseras med probabilistiska metoder för att ge en så allsidig bild som möjligt av säkerheten. Av allmänna råd till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 framgick bland annat att de deterministiska analyserna skulle utgöra grunden för anläggningens drifttillstånd medan de probabilistiska analyserna är till för att verifiera och utveckla kärnkraftsreaktors utformning så att en säkrare grund för utformningen uppnås.

Bestämmelsens andra och tredje stycke går i linje med allmänna råd till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1, där det bl.a. ställdes krav på att analysen bör ha god spårbarhet och väl motiverade antaganden och data som är relevanta för anläggningen.

Requirement 15 i IAEA:s GSR Part 4 beskriver att syftet med värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser (*probabilistic approach*) är att komplettera andra typer

av värderingar (*deterministic approach*) och utgöra en realistisk helhetssyn på en verksamhets risker (*radiation risks*). Bestämmelsen går i linje med denna beskrivning.

Stöd för bestämmelsen finns i Issue O3.2 i WENRA:s SRL som anger att PSA kontinuerligt ska användas för att identifiera erforderliga ändringar i kärnkraftsreaktorns konstruktion och drift i syfte att minska risker. Vidare anger Issue O3.3 att PSA ska användas för att värdera kärnkraftreaktorns risker och för att påvisa en balanserad riskprofil utan tröskeeffekter. Bestämmelsen beaktar både Issue O3.2 och O3.3 i sin helhet då innebörden av dessa motsvaras av vad som ovan anses vara den probabilistiska säkerhetsanalysens grundtillämpning.

Stöd för bestämmelsen finns även i Issue O3.1 i WENRA:s SRL som anger att PSA ska användas som beslutsunderlag (*support safety management*) och att denna roll ska vara definierad. Vidare anger WENRA att PSA ska användas för att värdera inträffade händelser och ändringar i kärnkraftsreaktorns konstruktion och driftsätt (Issue O3.4), att insikter från PSA ska användas som underlag vid utformning av utbildning och träning (Issue O3.5) samt att resultat från PSA ska användas som underlag vid utformning av ett heltäckande program för återkommande kontroll och funktionsprovning (Issue O3.6). Bestämmelsen beaktar dessa Issues då innebörden av dessa motsvaras av vad som ovan beskrivs som att kunna använda PSA i specifika tillämpningar för ett risk-informerat beslutsfattande i olika frågor. Dock anger bestämmelsen inte vilka typer av tillämpningar som behöver genomföras. Det styrs av andra bestämmelser i SSMFS-K och SSMFS-D. Vidare anges inte, så som i WENRA:s SRL:er, att vissa specifika tillämpningar ska genomföras. Istället anges att specifika tillämpningar kan behöva genomföras. Strålsäkerhetsmyndigheten bedömer att det inte är ändamålsenligt att ställa ska-krav på genomförande av specifika tillämpningar vilka riskerar att ha ett otydligt syfte.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsens första stycke innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

Kravet i bestämmelsens andra och tredje stycke är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 15 i IAEA:s GSR Part 4 avseende målet med probabilistiska säkerhetsanalyserna och att både *deterministic* och *probabilistic approaches* ska tillämpas,
- Issue O3.1 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska stödja safety management,
- Issue O3.2 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna kontinuerligt ska användas för att identifiera erforderliga ändringar i kärnkraftsreaktorns konstruktion och driftsätt i syfte att minska risker,
- Issue O3.3 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska användas för att värdera kärnkraftreaktorns risker för att påvisa en balanserad riskprofil utan tröskeeffekter,
- Issue O3.4 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska användas för att värdera inträffade händelser och ändringar i kärnkraftsreaktorns konstruktion och driftsätt,
- Issue O3.5 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska användas som underlag vid utformning av utbildning och träning, och
- Issue O3.6 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska användas som underlag vid utformning av ett heltäckande program för återkommande kontroll och funktionsprovning.

#### 4 kap. 2 § Omfattning för probabilistiska säkerhetsanalyser

**2 §** De probabilistiska säkerhetsanalyserna ska beakta de händelser och förhållanden som har identifierats enligt 3 kap. 1 § Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer.

De probabilistiska säkerhetsanalyserna ska avse

1. frekvensen för skada på kärnbränslepatroner (nivå 1), och
2. frekvensen för utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen till följd av skada på kärnbränslepatroner (nivå 2).

De probabilistiska säkerhetsanalyserna behöver inte beakta sådana händelser och förhållanden enligt första stycket som inte bedöms vara relevanta för analysens tillämpning.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange den probabilistiska säkerhetsanalysens omfattning.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *beakta de händelser och förhållanden som har identifierats enligt 4 kap. 1 § SSMFS-K* avses i första stycket att utgångspunkten för den probabilistiska säkerhetsanalysen är den identifiering av händelser och förhållanden som genomförs enligt 4 kap. 1 § SSMFS-K.

Med *skada på kärnbränslepatroner och som följd av skada på kärnbränslepatroner* avses i andra stycket att förtydliga att den probabilistiska säkerhetsanalysen avser skador på kärnbränslepatroner och konsekvenser av detta vilket kan begränsa antalet händelser och förhållanden som behöver beaktas i jämförelse med bestämmelsens första stycke. Genom att använda begreppet *skada på kärnbränslepatroner* inkluderas skador på kärnbränslepatroner oavsett var dessa befinner sig.

Med tredje stycket avses att kunna göra avgränsningar, om det kan motiveras, i förhållande till de händelser och förhållanden som identifierats. I denna identifiering kan det tänkas ingå sådana händelser och förhållanden som inte är relevanta för syftet med den probabilistiska säkerhetsanalysens olika tillämpningar. Exempelvis analyseras vanligen inte antagonistiska händelser och förhållanden inom ramen för den probabilistiska säkerhetsanalysens grundtillämpning. Tredje stycket är även ett förtydligande av 1 § om att antaganden som görs i analysen ska vara väl motiverade.

#### Bakgrund och överväganden

Begreppet härdskada i PSA nivå 1 har tidigare varit förknippat med skador hos bränsle i reaktortryckkärlet. Det är nu förtydligt att den probabilistiska säkerhetsanalysen även omfattar analys av skador på kärnbränslepatroner på andra platser än reaktortryckkärlet.

Under framtagandet av dessa föreskrifter har frågan om krav på PSA nivå 3 behandlats. Forskning och erfarenheter från systemmyndigheter som har krav på att en PSA nivå 3 behöver utföras, samt kommentarer från underhandsremissen av dessa föreskrifter har beaktats. Strålsäkerhetsmyndigheten anser att det finns potentiell nytta med att utföra en PSA nivå 3. Den främsta nyttan anses vara att den probabilistiska säkerhetsanalysen blir mer fullständig. Vidare ges möjlighet att identifiera och belysa styrkor och svagheter hos kärnkraftsreaktorn inklusive det djupförsvar som utgörs av resurser hos både kärnkraftsreaktor och samhället i övrigt som syftar till att begränsa konsekvenserna i samband med radiologiska nödsituationer. Strålsäkerhetsmyndigheten anser dock att det i dagsläget inte finns tillräckligt underlag som belyser nyttan med PSA nivå 3 för att ställa krav på PSA nivå 3 i denna föreskrift. Dessutom är värderingar av omgivningskonsekvenser som motsvarar delar av det som en PSA nivå 3 skulle innebära redan utförda. Frågan kan dock komma att behöva omvärderas exempelvis i samband med tillståndsprövning av nya reaktorer, eller vid sådana ändringar av en befintlig



kärnkraftsreaktors konstruktion eller driftsätt som kan medföra betydande omgivningspåverkan.

Stöd för bestämmelsen finns i Issue O1.1 i WENRA:s SRL som anger att en reaktorspecifik PSA ska vara genomförd och omfatta nivå 1 och 2 samt beakta alla relevanta driftlägen och händelser. Vidare anges att bränsle i både härd och bränslebassäng ska beaktas. Vidare anges specifikt i Issue S3.4 att brand ska vara en del i den probabilistiska säkerhetsanalysens omfattning. Bestämmelsen anger en omfattning som motsvarar innebörden i Issue O1.1 och Issue S3.4.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsens första stycke innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

Bestämmelsens punkt 1 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att texten anger *skada på kärnbränslepatroner* vilket tillsammans med första stycket innebär ett förtydligande att analysen ska omfatta skador på kärnbränslepatroner oavsett var dessa befinner sig.

Bestämmelsens tredje stycke innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att kravet på motivering av händelser och förhållanden som inte är föremål för detaljerad värdering är tydligare angivet.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue O1.1 i WENRA:s SRL avseende de probabilistiska säkerhetsanalysernas omfattning, och
- Issue S3.4 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska omfatta bränder.

### 4 kap. 3 § Antaganden och förutsättningar

**3 §** De probabilistiska säkerhetsanalyserna ska så långt som det är möjligt och rimligt vara realistiska genom att

1. använda bästa tillgängliga metoder och data,
2. återspegla aktuell konstruktion och drift av kärnkraftsreaktorn,
3. beakta beroenden i kärnkraftsreaktorns konstruktion och verksamhet,
4. beakta beroenden av andra kärnkraftsreaktorer eller övriga kärntekniska anläggningar på samma förlägningsplats, och
5. beakta påverkansfaktorer vid analys av manuella uppgifter.

De probabilistiska säkerhetsanalyserna ska omfatta händelseförlopp som avslutas i definierade tillstånd.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att komplettera kravet i 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 om aktuella värderingar samt att ange att den probabilistiska säkerhetsanalysen har som mål att vara realistisk.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *så långt som det är möjligt och rimligt vara realistiska* i första stycket avses att minimera konservatismen i analysen men att det i vissa fall är acceptabelt att använda konservativ och/eller förenklade metoder och angreppssätt, om det kan visas att det inte påverkar analysens tillämpning. Med tillämpning avses såväl grundtillämpning som specifika tillämpningar.

Med *bästa tillgängliga metoder och data* i punkt 1 avses att beakta drift- och analyserfarenheter samt forskningsresultat.

Med *återspegla aktuell konstruktion och drift av kärnkraftsreaktorn* i punkt 2 avses att modeller och data baseras på kärnkraftsreaktorn som den är byggd och används med beaktande av genomförda ändringar av konstruktion eller drift samt drifterfarenheter. Normalt baseras analysen på den konstruktion som finns specificerad i strålsäkerhetsrapporten. Det är av vikt att denna överensstämmer med faktiskt konstruktion.

Med *beroenden* i punkt 3 avses exempelvis:

- att funktionen hos flera strukturer, system och komponenter samtidigt krävs för att åstadkomma en säkerhetsfunktion. ”Feed and bleed” hos en tryckvattenreaktor är ett exempel på en sådan samfunktion där avblåsningsventiler och pumpsystem tillsammans åstadkommer önskad funktion, i detta fall kylning av bränslet,
- funktioner och egenskaper hos strukturer, system och komponenter som fordras för att andra strukturer, system och komponenter ska kunna utföra sin funktion, exempelvis en dieselgenerator som en komponent är beroende av,
- delade områden och utrymmen som kan påverkas av samma händelse och miljö, exempelvis brand eller översvämning,
- beroenden hos manuella uppgifter, exempelvis beroenden mellan möjlighet att uppfatta händelseförlopp och att genomföra nödvändig åtgärd,
- fel med gemensam orsak (Common Cause Failures - CCF) som exempelvis kan hänföras till konstruktion, tillverkning, installation, drift och underhåll, och
- följdhändelser, exempelvis att ett rörbrott medför att ytterligare ett rörbrott uppstår eller att en brand uppstår på grund av överhettning i en pump till följd av utebliven kylning.

Med *beroenden* i punkt 4 avses exempelvis gemensamma anslutningspunkter för kraftförsörjning eller system som gemensamt utnyttjas.

Med *påverkansfaktorer* i punkt 5 avses exempelvis organisatoriska förutsättningar, såväl som situationsspecifika faktorer, tillgänglig tid och kognitiva aspekter såsom stress, miljöförhållanden och uppgiftens svårighetsgrad samt graden av styrning av rutiner av manuella uppgifter. I linje med vad som anges i 4 kap. 19 § SSMFS-K avses vanligen att enbart sådana manuella uppgifter som är styrda av rutiner kan anses vara så väldefinierade att de kan tas i beaktande i analysen.

Med *omfatta händelseförlopp som avslutas i definierade tillstånd* i andra stycket avses att sluttidpunkten för de händelseförlopp som analysen ska omfatta begränsas av att definierade tillstånd uppnås. I PSA analyseras händelseförlopp som antingen avslutas då det kan anses att skador på kärnbränslepatroner kan undvikas (ett definierat tillstånd) eller att skador på kärnbränslepatroner uppstår (ett annat definierat tillstånd) med risk för utsläpp av radioaktiva ämnen. Exempel på händelseförlopp som avslutas i ett definierat tillstånd i PSA nivå 1 är skada på kärnbränslepatron respektive ingen skada på kärnbränslepatron och i PSA nivå 2 olika utsläppskategorier. I analysarbetet definieras tillstånden med avseende på t.ex. typ av inledande händelse, tryck, temperatur, och tidpunkt då skada på kärnbränslepatron inträffar eller då utsläpp börjar.

### **Bakgrund och överväganden**

Bakgrunden till bestämmelsen är att det är av vikt att eftersträva realism och uppnå tillräcklig detaljeringsgrad för att få en allsidig bild där risker varken överskattas eller underskattas så att resultaten utgör trovärdiga underlag i värderingen av skyddet av allmänhet och miljön mot exponering för joniserande strålning. PSA måste därför bygga på en aktuell och heltäckande bild av kärnkraftsreaktors konstruktion och verksamhet samt beakta erfarenheter och aktuell kunskap. Krav på att aktuella värderingar finns i 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 och därmed utgör bestämmelsen en komplettering av detta krav.

Analys av manuella uppgifter är en del av en probabilistisk säkerhetsanalys. I en probabilistisk säkerhetsanalys ansätts felsannolikheter för uteblivet eller felaktigt genomförande av manuella uppgifter. Manuella uppgifter delas vanligen in i tre huvudtyper:

- A. *Handlingar före en inledande händelse.* Felaktiga handlingar före en inledande händelse påverkar sannolikheten att strukturer, system och komponenter är otillgängliga då de behövs i ett händelseförlopp. Exempel är felaktig kalibrering och felaktig basläggning av en handmanövrerad ventil efter slutfört underhåll.
- B. *Handlingar som orsakar en inledande händelse.* Denna typ av felaktiga handlingar täcks av identifieringen av händelser och förhållanden.
- C. *Handlingar i ett händelseförlopp.* Exempel på manuella uppgifter under ett händelseförlopp är att aktivera trycknedtagning eller manuell aktivering av en komponent från kontrollrummet. Om dessa utförs felaktigt eller uteblir bidrar det till sannolikheten att en funktion uteblir.

Avseende punkt A så är detta en delmängd i den uppskattning av tillförlitlighet hos strukturer, system och komponenter som är indata i en probabilistisk säkerhetsanalys. 4 kap. i SSMFS-D ger viss information om hur sådana tillförlitlighetsdata tas fram. Historiskt har tillståndshavarna gemensamt samlat och inhämtat erfarenheter av tillförlitligheten hos strukturen, system och komponenter genom att rapportera och sammanställa felhändelser. Dessa sammanställningar har sedan använts för att ta fram tillförlitlighetsdata för komponenter i nordiska kärnkraftsreaktorer. Vissa av dessa finns dokumenterade i den s.k. T-boken.

Avseende punkt B så ligger detta inom ramen för den uppskattning av frekvens för händelser och förhållanden som görs enligt 3 kap. 1 § om identifiering av händelser och förhållanden.

Stöd för bestämmelsen finns i Issue O1.2, O1.4, O1.5, O2.2 och O4.2 i WENRA:s SRL. Issue O1.2 anger att PSA ska inkludera relevanta beroenden såsom funktionella och fysiska beroenden samt andra fel med gemensam orsak inom kärnkraftsreaktorn och andra anläggningar på samma förlägningsplats. Bestämmelsen beaktar Issue O1.2 i sin helhet då innebörden motsvaras av bestämmelsens punkt 3 och 4. Issue O1.4 i WENRA:s SRL anger att PSA ska baseras på en realistisk modellering, använda relevanta data, beakta manuella uppgifter så länge dessa är styrda av rutiner och att sluttidpunkten i analyserade händelseförlopp motiveras. Bestämmelsen beaktar Issue O1.4 i sin helhet då innebörden motsvaras av bestämmelsens punkt 1 och 2 avseende modellering och relevant data, punkt 5 avseende manuella uppgifter samt andra stycket avseende sluttidpunkter. Issue O1.5 i WENRA:s SRL anger att PSA ska beakta påverkansfaktorer i analys av manuella uppgifter. Bestämmelsen beaktar Issue O1.5 i sin helhet då innebörden motsvaras av bestämmelsens punkt 5. Issue O2.2 i WENRA:s SRL anger att PSA ska utföras enligt aktuell metodik och med beaktande av erfarenheter. Bestämmelsen beaktar Issue O2.2 i sin helhet då innebörden motsvaras av bestämmelsens punkt 1. Issue O4.2 i WENRA:s SRL anger att när PSA används vid värdering av testintervall eller reparationskriterier ska alla relevanta system och komponenter inkluderas. Bestämmelsen beaktar Issue O4.2 genom att bestämmelsen anger att analysen ska så långt det är möjligt och rimligt vara realistisk. Detta gäller vid såväl den probabilistiska säkerhetsanalysens grundtillämpning som vid specifika tillämpningar. Bestämmelsen är dock inte lika specifik som Issue O4.2 då det bedöms att innebörden av Issue O4.2 gäller vid alla specifika tillämpningar.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsens punkt 1, 3, 4 och 5 innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att bestämmelsen tydliggör vikten av realism och nödvändig detaljeringsgrad.

Bestämmelsens punkt 2 innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

Bestämmelsens andra stycke innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue O1.2 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska beakta beroenden,
- Issue O1.4 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska baseras på en realistisk modellering, använda relevanta data, beakta manuella uppgifter så länge dessa är styrda av rutiner och att sluttidpunkten i analyserade händelseförlopp ska motiveras,
- Issue O1.5 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska beakta påverkansfaktorer i analys av manuella uppgifter,
- Issue O2.2 i WENRA:s SRL om att de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska utföras enligt aktuell metodik och med beaktande av erfarenheter, och
- Issue O4.2 i WENRA:s SRL om kvalitetsaspekter i de probabilistiska säkerhetsanalyserna vid värdering av testintervall eller reparationskriterier.

#### 4 kap. 4 § Verifiering och validering av metoder

**4 §** Metoder som tillämpas vid genomförandet av de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska så långt som det är möjligt och rimligt vara verifierade och validerade.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att säkerställa att metoder som tillämpas är giltiga för sitt ändamål.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *metoder* avses modeller och beräkningsprogram som tillämpas vid genomförande av probabilistiska säkerhetsanalyser.

Med *verifierade modeller* avses kontroll av att den matematiska modellen är korrekt implementerad.

Med *verifierade beräkningsprogram* avses kontroll av att programmet överensstämmer med dess beskrivning i systemkoddokumentationen. Kontrollen genomförs normalt av programleverantören.

Med *validerade modeller och beräkningsprogram* avses bedömningar av hur väl resultat av beräkningar återger verkliga händelseförlopp respektive bedömningar av hur väl resultat av beräkningar överensstämmer med andra metoder.

Med *möjligt och rimligt* avses att modeller och beräkningsprogram i vissa fall inte kan verifieras och valideras fullt ut experimentellt.

#### Bakgrund och överväganden

Avsikten med bestämmelsen skiljer sig inte från 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 där det anges att modeller och beräkningsprogram ska vara validerade och verifierade. Vid utformning av bestämmelsen har delar av Requirement 18 i IAEA:s GSR Part 4 beaktats avseende att alla beräkningsmetoder och datorprogram som används i analyser ska genomgå en tillräcklig verifiering och validering. Requirement 18 i IAEA:s GSR Part 4 har använts som stöd vid förklaring av begreppen verifiering och validering.

**Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

**Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har Requirement 18 i IAEA:s GSR Part 4 beaktats avseende att alla metoder som används i analyser ska genomgå en tillräcklig verifiering och validering.

**4 kap. 5 § Känslighets- och osäkerhetsanalyser**

**5 §** De probabilistiska säkerhetsanalyserna avseende nivå 1 ska innehålla känslighets- och osäkerhetsanalyser.

De probabilistiska säkerhetsanalyserna avseende nivå 2 ska innehålla känslighetsanalyser och så långt som det är möjligt och rimligt även osäkerhetsanalyser.

**Syfte**

Syftet med bestämmelsen är att ange att känslighets- och osäkerhetsanalyser krävs för att påvisa analysens robusthet och kunna beakta osäkerheter vid värdering enligt 6 §.

**Tillämpning av bestämmelsen**

Med *känslighetsanalys* avses att påvisa analysens robusthet med avseende på antaganden gällande parametrar, händelseförlopp och modellering.

Med *osäkerhetsanalys* avses analys av resultatens osäkerhet med avseende på avgränsningar i analysens omfattning och utgångspunkter samt även statistiska osäkerheter i de parametrar som ingår i analysmodellen.

Med *så långt som det är möjligt och rimligt* i andra stycket avses att de osäkerhetsparametrar som behöver beaktas i osäkerhetsanalyser för PSA nivå 2 till delar är svåra att uppskatta.

**Bakgrund och överväganden**

Olika delar av analysen, exempelvis olika driftlägen och händelser, kan vara förknippade med olika stor osäkerhet inklusive olika grad av konservatism. Det är speciellt viktigt att sådana osäkerheter återspeglas av känslighets- och osäkerhetsanalyser eftersom syftet med den probabilistiska säkerhetsanalysen är att med denna som grund prioritera åtgärder för att uppnå en balanserad riskprofil. Att inte beakta skillnader i osäkerhet i olika delar av analysen kan leda till felaktiga prioriteringar.

IAEA:s GSR Part 4 Requirement 17 anger att känslighets- och osäkerhetsanalyser ska genomföras och beaktas när slutsatser av resultaten dras, i linje med bestämmelsen och dess syfte.

Stöd för bestämmelsen finns i Issue O1.3 i WENRA:s SRL som anger att PSA nivå 1 ska innehålla känslighets- och osäkerhetsanalyser. Vidare anges att PSA nivå 2 ska innehålla känslighetsanalyser och där lämpligt också osäkerhetsanalyser. Bestämmelsen beaktar Issue O1.3 i sin helhet. Stöd för bestämmelsen finns också i Issue O4.1 i WENRA:s SRL som anger att begränsningar i PSA ska vara inredd och identifierad samt beaktas vid all användning av PSA, speciellt vid tillämpningar. Bestämmelsen beaktar Issue O4.1 avseende att den anger att känslighets- och osäkerhetsanalyser är en förutsättning för att kunna beakta osäkerheter vid värdering enligt 6 §.

**Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 1 § SSMFS 2008:1 genom att skillnad görs för PSA nivå 1 respektive PSA nivå 2.

## Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- IAEA:s GSR Part 4 Requirement 17 avseende krav på känslighets- och osäkerhetsanalys,
- Issue O1.3 i WENRA:s SRL avseende krav på känslighets- och osäkerhetsanalys för PSA nivå 1 och 2, och
- Issue O4.1 i WENRA:s SRL om att begränsningar i den probabilistiska säkerhetsanalysen ska vara insedd och identifierad samt beaktas vid alla typer av värderingar.

## 4 kap. 6 § Värdering av resultat

**6 §** Resultaten från de probabilistiska säkerhetsanalyserna ska värderas mot fastställda kriterier.

Kriterierna ska tas fram och motiveras med hänsyn till analysens tillämpning.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att eftersträva tydliga slutsatser och ställningstaganden vid värdering av resultat i olika tillämpningar.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med *motiveras* avses att skälen till kriteriernas utformning framgår i beskrivningen av dessa.

Med *fastställda* avses dels att de kriterier som används är bestämda och därmed styrande i utvärderingen och val av eventuella åtgärder, dels att de i väsentlig omfattning inte förändras över tid.

Med *kriterier* avses t.ex. kriterier avseende tillåten total frekvens för analysens olika nivåer. Andra exempel är tillåtna relativa bidrag till den totala frekvensen från exempelvis en grupp av inledande händelser. De kriterier som avses är således sådana som ger stöd vid utvärdering och resultatolkning.

Med *tas fram med hänsyn till analysens tillämpning* avses att beroende av analysresultatens användning kan kriterierna behöva anpassas. Om syftet med analysen är att värdera kärnkraftsreaktorns konstruktion som helhet kan ett visst kriterium ansättas. Om syftet med analysen är att utvärdera ett eventuellt underhåll kan ett annat kriterium behöva tillämpas.

### Bakgrund och överväganden

Krav på kriterier har inte funnits i tidigare föreskrifter. Det har dock i allmänna råd till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 rekommenderats att redovisningen bör innehålla slutsatser av analysresultaten. I senare års tillsyn har Strålsäkerhetsmyndigheten observerat att redovisningarna innehåller spår av tydliga slutsatser och ställningstaganden men att tolkningen av resultaten oftast är av konstaterande karaktär. För att PSA ska vara ett transparent och användbart verktyg är det av vikt att analysresultat, kvantitativa som kvalitativa, för olika tillämpningar och syften, kan värderas för att ge stöd i tolkning och beslutsfattande. Med värderingskriterier kan ett tydligare ställningstagande tas till resultatet av det som analyserats.

Det är av vikt att bakgrunden och skälen till värderingskriteriernas utformning beskrivs då detta i stor grad påverkar den slutliga resultatvärderingen och val av eventuella åtgärder. Värderingskriterierna behöver, vid en grundlig tolkning och härledning, inte ändras över tid eller när nya resultat tas fram.

I omvärlden använder både myndigheter och tillståndshavare olika typer av kriterier som hjälp för att värdera kärnkraftsreaktorns konstruktion och för att påkalla och identifiera

behov av åtgärder för att stärka skyddet av allmänhet och miljön mot exponering för joniserande strålning.

**Äldre bestämmelser**

Kravet är nytt.

**Referenser**

Inga.

## Kapitel 5. Redovisning av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet

Bestämmelserna i detta kapitel är i huvudsak baserade på äldre bestämmelser i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter SSMFS 2008:1. Bestämmelserna har ensats med bestämmelser i SSMFS 2018:1, SSMFS-K och SSMFS-D. Vidare har bestämmelserna utvecklats och förtydligats med stöd av relevanta delar i IAEA:s GS-G-4.1 4, IAEA:s SSR-2/2 och WENRA:s SRL.

Detta kapitel innehåller bestämmelser om olika typer av redovisningar som behövs för att dels beskriva hur författningskrav (i lagar, förordningar och föreskrifter) och andra krav (i exempelvis beslut) på strålsäkerhet omsätts och tillgodoses, och dels för att visa hur strålsäkerheten är tänkt att upprätthållas.

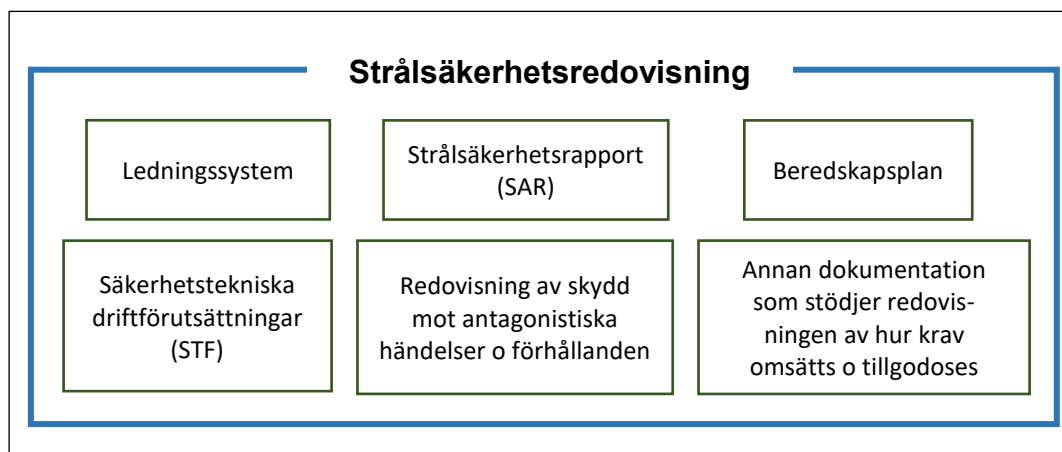
Kapitlet innehåller bestämmelser inom följande områden, indelade i fyra avsnitt:

- strålsäkerhetsredovisning,
- strålsäkerhetsrapport (SAR),
- säkerhetstekniska driftförutsättningar (STF), och
- övriga redovisningar.

### 5.1 – Strålsäkerhetsredovisning

Identifiering av de författningskrav och andra krav på strålsäkerhet samt redovisning av hur dessa krav omsätts och tillgodoses är en viktig del i arbetet med att uppnå, upprätthålla och vidareutveckla strålsäkerheten vid en kärnkraftsreaktor. Även om detta är en viktig del av verksamheten har Strålsäkerhetsmyndigheten bedömt det lämpligt att inte mer än nödvändigt reglera hur gällande krav ska återspeglas i tillståndshavarnas styrande dokument (dvs. i ledningssystem, strålsäkerhetsrapport och andra delar av den dokumentation som stödjer redovisningen) eller hur kraven tillgodoses ska visas i dessa dokument.

Detta avsnitt innehåller bestämmelser om den dokumentation som behövs för att redovisa vilka krav som berör kärnkraftsreaktor och hur dessa krav omsätts och tillgodoses i reaktorns konstruktion och dess verksamhet. Dokumentationen som är en form av strålsäkerhetsredovisning omfattar strålsäkerhetsrapport (SAR), ledningssystem, säkerhetstekniska driftförutsättningar (STF), beredskapsplan, redovisning av skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden, och annan dokumentation som visar hur krav omsätts och tillgodoses. Figur 5.1 illustrerar relationen mellan olika typer av dokumentation som stödjer kravuppfyllnad. Annan dokumentation kan exempelvis vara dokumentation som stödjer det som redovisas i strålsäkerhetsrapporten, dokumentation om kvalificeringar, ritningar, typbeskrivningar och situationsplaner, etc.



Figur 5.1: Schematisk bild över strålsäkerhetsredovisningen och dess ingående delar.



## 5 kap. 1 § Strålsäkerhetsredovisning

- 1 §** Hur kraven på strålsäkerhet omsätts och tillgodoses ska framgå av
1. ledningssystemet,
  2. Strålsäkerhetsrapporten (SAR),
  3. beredskapsplanen,
  4. de säkerhetstekniska driftförutsättningarna (STF),
  5. redovisningen av skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden, och
  6. annan dokumentation som visar hur kraven omsätts och tillgodoses.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga att det ska kunna redovisas vilka författningskrav och andra krav på strålsäkerhet som gäller kärnkraftsreaktorn samt hur dessa krav omsätts och tillgodoses i reaktorns konstruktion och i dess verksamhet.

### Tillämpning av bestämmelsen

I bestämmelsen ställs det krav på att det ska finnas en redovisning av hur författningskrav och andra krav på strålsäkerhet omsätts och tillgodoses men inte på att tillämpa någon specifik struktur för denna redovisning. Det är upp till tillståndshavaren att välja vad som är mest lämpligt. Den samlade dokumentationen med denna information kan på lämpligt sätt bestå av exempelvis strålsäkerhetsrapport (enligt 2 §), ledningssystem, säkerhetstekniska driftförutsättningar (STF) (enligt 3 §), beredskapsplan, redovisning av skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden, och annan dokumentation som visar hur krav omsätts och tillgodoses såsom beskrivning av tillämpade program, dokumentation som stödjer det som redovisas i strålsäkerhetsrapporten, dokumentation om kvalificeringar, ritningar, typbeskrivningar och situationsplaner, etc.

### Bakgrund och överväganden

Av tidigare bestämmelser i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 följde bland annat ”att säkerhetsredovisningen ska avspegla anläggningen som den är byggd, analyserad och verifierad samt visa hur gällande krav på dess konstruktion, funktion, organisation och verksamhet är uppfyllda”.

Av 3 kap. 5 § 2 SSMFS 2018:1 framgår att ”Ledningssystemet ska omfatta en beskrivning av hur det är uppbyggt samt innehålla information om hur kraven på strålsäkerhet omsätts och tillgodoses”. Av tillhörande vägledning framgår att ”med hur kraven på strålsäkerhet omsätts och tillgodoses avses de krav som tillståndshavaren har identifierat beröra den egna verksamheten och en beskrivning av hur kraven tolkas för den egna verksamheten samt hur dessa tillgodoses i verksamhetens egna rutiner”. Denna formulering får ses i ljuset av att tillämpningsområdet för SSMFS 2018:1 omfattar många verksamheter där Strålsäkerhetsmyndighetens krav omsätts i rutiner. Det kan tolkas som att ledningssystemet ska innehålla information om alla för verksamheten tillämpliga krav, hur de omsätts och tillgodoses. Detta kan möjligen vara lämpligt för mindre verksamheter med joniserande strålning men inte för kärnkraftsreaktorer där det samtidigt finns krav på redovisningar med identifiering av författningskrav och andra krav på strålsäkerhet och hur de omsätts och tillgodoses.

Med ovanstående lydelse av 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och 3 kap. 5 § 2 SSMFS 2018:1 som berör avgränsningen mellan ledningssystem och säkerhetsredovisning finns det risker för dubbla eller överlappande redovisningar av hur myndighetens krav på strålsäkerhet omsätts och tillgodoses vars strålsäkerhetsnytta inte kan anses vara motiverade. Den internationella synen på omfattning och innehåll i ledningssystem och säkerhetsredovisning vad gäller kravidentifiering och redovisning av kravuppfyllande är inte heller helt entydig.

**Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär ingen ändring i sak i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och 3 kap. 5 § 2 SSMFS 2018:1 med avseende på redovisning av hur författningskrav och andra krav på strålsäkerhet omsätts och tillgodoses.

**Referenser**

Inga.

**5.2 – Strålsäkerhetsrapport (SAR)**

Detta avsnitt innehåller bestämmelser som berör kärnkraftsreaktorns strålsäkerhetsrapport som är en central del av den samlade redovisningen som behövs för att visa hur strålsäkerheten upprätthålls. Strålsäkerhetsrapportens internationella motsvarighet benämns *safety assessment report* eller *safety analysis report* och brukar förkortas med SAR.

SAR är för kärntekniska anläggningar världen över en central dokumentation som på ett samlat sätt visar hur strålsäkerheten upprätthålls. Denna dokumentation har generellt en viktig roll i både tillståndsprövningsprocessen och i olika skeden av konstruktionsarbetet, inklusive inför och under idrifttagning, till drift och avveckling. Detta innebär att innehållet i en sådan redovisning förändras över tid; från en inledningsvis mer översiktlig och konceptuell information till en allt mer preciserad beskrivning av strålsäkerheten vid kärnkraftsreaktor för att slutligen få minskat innehåll och omfattning under avvecklingsfasen.

I dessa föreskrifter är syftet med strålsäkerhetsrapporten att utgöra den dokumentation, med specifika krav på innehåll, som sammantaget redovisar hur strålsäkerhet upprätthålls vid en kärnkraftsreaktor. Detta uppnås genom att tyngdpunkten i beskrivningen ligger på redovisning av kärnkraftsreaktorns konstruktion och värderingar som bekräftar kärnkraftsreaktorns förmåga att fullgöra de grundläggande funktionerna vid antagna händelser och förhållanden. För organisation, ledning och styrning beskrivs organisationen samt de principer som tillämpas för att leda och styra verksamheten övergripande. Detaljer för ledning och styrning inklusive uppföljning framgår av ledningssystemet. Strålsäkerhetsrapporten innehåller även en övergripande redovisning av de principer som tillämpas för vissa av kärnkraftsreaktorns verksamhetsområden under drift.

**5 kap. 2 § Strålsäkerhetsrapport**

**2 §** Det ska finnas en strålsäkerhetsrapport som innehåller den information som sammantaget redovisar hur strålsäkerheten upprätthålls vid en kärnkraftsreaktor.

Rapporten ska innehålla den information som framgår av bilaga 2 med hänvisningar till dokumentation som stödjer det som redovisas.

Rapporten ska hållas aktuell.

**Syfte**

Syftet med bestämmelsen är att ställa krav på en aktuell strålsäkerhetsrapport samt, genom hänvisningen till bilaga 2, avgränsa vilken information som behöver finnas i strålsäkerhetsrapporten för att visa hur strålsäkerheten upprätthålls.

**Tillämpning av bestämmelsen**

Med *den information som sammantaget redovisar hur strålsäkerhet upprätthålls vid en kärnkraftsreaktor* i första stycket avses att innehållet i strålsäkerhetsrapporten är tillräckligt detaljerad så att den kan användas som underlag för tillståndshavarens strålsäkerhetsarbete och Strålsäkerhetsmyndighetens tillsyn. Exempelvis kan strålsäkerhetsrapporten användas som underlag för

- säkerhetstekniska driftförutsättningar och för rutiner,
- ändringar i kärnkraftsreaktorns konstruktion, driftsätt eller verksamhet,
- berörda tillsynsmyndigheters arbete vid t.ex. granskningar av ändringar i kärnkraftsreaktorns konstruktion eller verksamhet, av säkerhetstekniska driftförutsättningar eller inträffade händelser, och
- tillståndshavarens och myndighetens arbete i samband med radiologiska nödsituationer.

Med *dokumentation som stödjer det som redovisas* ... i andra stycket avses dokumentation som utgör underlag för informationen i strålsäkerhetsrapporten. Denna dokumentation är inte en del av strålsäkerhetsrapporten men en del av strålsäkerhetsredovisningen.

Med att *rapporten ska hållas aktuell* i tredje stycke avses att säkerställa att strålsäkerhetsrapporten återspeglar kärnkraftsreaktorns faktiska utformning och dess ingående verksamheter.

I bestämmelsen ställs inga krav på att tillämpa någon specifik struktur såsom i exempelvis RG 1.70 eller IAEA:s GS-G-4.1 utan det viktiga är att redovisningen omfattar innehållet av det som anges i bilaga 2 vilket i sin tur betyder att de angivna områdena inte nödvändigtvis behöver motsvaras av rubriker i redovisningen.

### **Bakgrund och överväganden**

Krav på innehåll i strålsäkerhetsrapporten har tidigare funnits i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 med tillhörande bilaga 2 (Uppgifter i säkerhetsredovisning), 5 kap. inklusive bilaga 3 (Säkerhetstekniska driftförutsättningar, STF), 6 kap. (Kärnavfall och kärnämne), 8 kap. (Dokumentation) och 9 kap. (Avveckling). Det fanns även allmänna råd till 4 kap. 2 § och till bestämmelser i flera av de nämnda kapitlen.

Tidigare bestämmelser i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 kunde uppfattas som tvetydiga på så sätt att det framgick att uppfyllandet av krav skulle redovisas i säkerhetsredovisningen samtidigt som det i bilaga 2 kravställdes vilket innehåll redovisningen minst skulle omfatta. Dessa föreskrifter har därför, förtydligats genom att bilaga 2 nu ensam specificerar kraven på innehåll i strålsäkerhetsrapporten (SAR). Detta innebär att kravet på att SAR ska innehålla information om hur gällande krav uppfylls utgår och ersätts med formuleringar som ger större möjligheter för tillståndshavarna att välja hur beskrivningar av kravuppfyllnad ska utformas liksom detaljeringsnivån i strålsäkerhetsredovisningen som helhet.

Bestämmelserna i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 innebar att krav ställdes på förhållandevis detaljerad redovisning av kärnkraftsreaktorns konstruktion samt på redovisning av de analyser som påvisade att konstruktions- och utformningsföreskrifter uppfylldes. För kärnkraftsreaktorns verksamheter av olika slag gällde att krav ställdes på redovisning av principerna för ledning och styrning av dessa. Denna inriktning bibehålls i stort med skillnaden att underlagsrapporter och ritningar var en del av säkerhetsredovisningen medan i dessa föreskrifter är denna dokumentation inte en del av strålsäkerhetsrapporten utan en del av strålsäkerhetsredovisningen.

Den största ändringen är att allmänna råd som tidigare fanns i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 har upphöjts till krav i bilaga 2. Detta är en följd av att det i dessa fall inte finns utrymme att välja ett annat alternativ som ger samma resultat. I andra fall har kraven kompletterats, utvecklats och förtydligats.

I SSMFS 2008:1 var de säkerhetstekniska driftförutsättningarna (STF) en del av säkerhetsredovisningen. I dessa föreskrifter är de säkerhetstekniska driftförutsättningarna en del av strålsäkerhetsredovisningen men inte en del av strålsäkerhetsrapporten, se även figur 5.1. Däremot ska strålsäkerhetsrapporten innehålla underlag för säkerhetstekniska driftförutsättningar, se bilaga 2.

Av IAEA:s GS-G-4.1 framgår bl.a. att SAR bör innehålla tillräckligt med information om kärnkraftsreaktorer så att den mängd ytterligare dokumentation rörande värdering av säkerheten, som krävs för licensieringsprocessen, minimeras. Av IAEA:s GS-G-4.1 framgår vidare att NRC:s RG 1.70 är den mest tillämpliga guiden för struktur och innehåll i säkerhetsrapporter och att denna har beaktats av IAEA. Den första utgåvan av RG 1.70 gavs ut år 1972 och den har sedan dess reviderats 1975 och 1978. År 2007 kom motsvarande guide för nya reaktorer med benämningen RG 1.206.

WENRA:s krav på en *safety analysis report* finns i Issue N och de aspekter som behandlas är syfte, innehåll och uppdatering av denna. Vid jämförelse med IAEA:s säkerhetsstandard GS-G-4.1 är WENRA:s krav kortfattade och övergripande. Det kan konstateras att WENRA:s krav i stort följer rubrikerna i IAEA:s säkerhetsstandard och därmed är WENRA:s krav väl harmoniserade med IAEA:s. Stöd för bestämmelsen finns i Issue N1.1 där det framgår att SAR ska visa hur relevanta krav på säkerhet uppfylls samt att SAR ska användas i säkerhetsarbetet. Issue N1.2 anger att tillståndshavaren ska använda SAR som utgångspunkt för att värdera säkerhetspåverkan vid anläggningsändringars eller ändrat driftsätt. WENRA:s krav på en aktuell SAR finns i Issue N3.1 som anger att SAR ska hållas aktuell med hänsyn till ändringar, nya krav och annan information som är relevant för säkerheten.

Stöd för bestämmelsen finns också i artikel 6 b och 8 c i EU-2014/87/Euratom. Artikel 6 b anger att den som ansöker om tillstånd ska lämna in *a demonstration of nuclear safety*. Dess omfattning och utförlighet ska stå i proportion till riskernas potentiella omfattning och natur, med avseende på den kärntekniska anläggningen i fråga och förlägningsplatsen för denna. Artikel 8 c ställer också krav på *a nuclear safety demonstration* i enlighet med de nationella *nuclear safety requirements* som grundar sig på målet i artikel 8a.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen är ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 genom att avgränsningen av SAR är tydligare.

Kravet är nytt i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 genom att innehållet i SAR nu anges som krav istället för i allmänna råd som tidigare.

Bestämmelsen innebär en lättnad i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 genom att SAR inte längre nödvändigtvis behöver innehålla information om hur alla krav uppfylls utan det ges större frihet för tillståndshavarna att välja hur kraven ska återspeglas i styrande dokument (dvs. i ledningssystem, strålsäkerhetsrapport och andra delar av den dokumentation som stödjer kravuppfyllnad) samt hur uppfyllande av kraven ska visas i dessa dokument.

#### Referenser

Bestämmelsen genomför delvis artikel 6 b och 8 c i EU-2014/87/Euratom.

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- IAEA:s GS-G-4.1, RG 1.70 och RG 1.206 avseende innehåll i SAR,
- Issue N1.1 i WENRA:s avseende att SAR ska visa hur relevanta krav på säkerhet uppfylls samt att SAR används i säkerhetsarbetet,
- Issue N1.2 i WENRA:s SRL avseende att tillståndshavaren ska använda SAR som utgångspunkt för att värdera säkerhetspåverkan vid anläggningsändringars eller ändrat driftsätt, och
- Issue N3.1 i WENRA:s SRL avseende SAR:ens aktualitet.

### 5.3 – Säkerhetstekniska driftförutsättningar (STF)

Detta avsnitt innehåller bestämmelser som berör de säkerhetstekniska driftförutsättningarna som brukar förkortas STF och som är en förutsättning för säker drift

med avseende på strålsäkerheten. Den tidigare benämningen har behållits eftersom omfattningen av vad som ska ingå i säkerhetstekniska driftförutsättningar anses i huvudsak vara oförändrad jämfört med tidigare föreskrifter förutom breddningen med avseende på antagonister. De säkerhetstekniska driftförutsättningarnas internationella motsvarighet benämns av IAEA och WENRA som *Operational limits and conditions (OLCs)*. En skillnad mot *OLCs* är dock att STF även omfattar skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden.

De säkerhetstekniska driftförutsättningarna består av en uppsättning tekniska och administrativa villkor och begränsningar vilka avspeglar de antaganden som gjorts i kärnkraftsreaktorns konstruktion och dess tillhörande värderingar. Dessa villkor och begränsningar bildar ramarna inom vilka drift av kärnkraftsreaktorn är acceptabel.

De säkerhetstekniska driftförutsättningarna inkluderar villkor och begränsningar för normal drift i form av såväl krav på tillräcklig tillgänglighet för strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten, som för parametervärden och bemanning samt instruktion om vilka manuella uppgifter som ska vidtas av arbetstagare i olika situationer.

I 5 kap. SSMFS-D anges bestämmelser om hur drift av kärnkraftsreaktorn ska innehålla de säkerhetstekniska driftförutsättningarna. Vid ändringar i konstruktion eller verksamhet kan de säkerhetstekniska driftförutsättningarna också beröras vilket hanteras av bestämmelser i 2 kap. 9-10 §§ SSMFS-D. Bestämmelser om redovisning av underlag för de säkerhetstekniska driftförutsättningarna finns i bilaga 2, område 10.

### 5 kap. 3 § De säkerhetstekniska driftförutsättningarna (STF)

**3 §** Det ska finnas säkerhetstekniska driftförutsättningar för en kärnkraftsreaktor som anger de villkor och begränsningar som krävs för att säkerställa strålsäkerheten vid drift. De säkerhetstekniska driftförutsättningarna ska hållas aktuella.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att reglera dels vad som behöver framgå av STF på övergripande nivå, dels att STF ses över och revideras efter behov, exempelvis med hänsyn till ändringar i kärnkraftsreaktorns konstruktion eller ändringar i verifierande dokumentation.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *villkor och begränsningar* enligt första stycket avses de regler som behöver följas för att driva kärnkraftsreaktorn på ett strålsäkert sätt samt vilka åtgärder som ska vidtas när så behövs. Exempel på villkor och begränsningar kan vara krav på kontroll av driftklarhet hos system eller vidtagande av manuella uppgifter för att hantera inträffade händelser och förhållanden.

Med att *de säkerhetstekniska driftförutsättningarna ska hållas aktuella* i andra stycket avses att säkerställa att driften av kärnkraftsreaktorn sker i överensstämmelse med avsedd konstruktion och tillhörande värderingar med avseende på strålsäkerheten. Vid förändringar, oavsett om det rör ändringar i konstruktion, ändrade analysmodeller eller något annat, innebär detta att påverkan på STF behöver tas om hand i syfte att hålla förutsättningarna för drift aktuella i relation till gällande konstruktion och strålsäkerhetsrapport. Även av andra bakomliggande skäl kan det finnas behov av revideringar, såsom exempelvis insikter från erfarenhetsåterföring och utredning av händelser enligt 3 kap. 16 § SSMFS 2018:1, från utvärderingar enligt 2 kap. 18 § SSMFS-D eller från helhetsbedömningen enligt 8 kap. 2 §.

Bestämmelser om drift av kärnkraftsreaktorn inom STF finns i 5 kap. 1 § SSMFS-D.

### Bakgrund och överväganden

Krav på upprättande av och uppgifter i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna har tidigare funnits i 5 kap. 1 § SSMFS 2008:1. Det gäller även aktualiteten hos dessa.

Krav enligt paragrafen ingår i både WENRA:s referensnivåer och IAEA:s säkerhetskrav. WENRA:s SRL anger i Issue H1.1 att *OLCs*, ska vara framtagna för att säkerställa att kärnkraftsreaktorer drivs i enlighet med antaganden och intentioner i konstruktionen, såsom dokumenterat i SAR. IAEA anger krav på liknande sätt under Requirement 6 i IAEA:s SSR-2/2.

Issue H2.2 i WENRA:s SRL anger att *OLCs* ska hållas uppdaterade och granskade i ljuset av erfarenheter, det aktuella läget för vetenskap och teknik, och varje gång ändringar i anläggningen eller i *safety analysis* motiverat detta, och om nödvändigt ändras.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 5 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 6 i IAEA:s SSR-2/2 avseende villkor och gränser för drift,
- Issue H1.1 i WENRA:s avseende *OLCs* som ska vara framtagna för att säkerställa att kärnkraftsreaktorer drivs i enlighet med det som står i SAR, och
- Issue H2.2 i WENRA:s SRL avseende att *OLCs* ska hållas uppdaterade.

### 5 kap. 4 § Omfattning av de säkerhetstekniska driftförutsättningarna

- 4 §** De säkerhetstekniska driftförutsättningarna ska omfatta
1. gränsvärden för att säkerställa att konstruktionsgränserna avseende integritet för kärnbränslepatronerna och primärsystemets tryckbärande delar uppfylls,
  2. villkor och begränsningar för normal drift som avser
    - a. driftklarheten hos strukturer, system och komponenter med funktioner för övervakning enligt 4 kap. 4 § Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer,
    - b. driftklarheten hos strukturer, system och komponenter som tillgodoräknats i värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 enligt 3 kap. 1 §, undantaget värderingar enligt 3 kap. 10 §,
    - c. initialvillkor, randvillkor och andra förutsättningar i värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 enligt 3 kap. 1 §, undantaget värderingar enligt 3 kap. 10 §,
    - d. bemanning vid varje förekommande driftläge, och
    - e. annat som värderingar eller erfarenheter har visat vara av väsentlig betydelse,
  3. omfattning och frekvens av funktionsprovning av strukturer, system och komponenter som berörs av villkor och begränsningar enligt 2,
  4. särskilda villkor och begränsningar samt åtgärder som ska vidtas då gränsvärden enligt 1 eller villkor och begränsningar enligt 2 inte uppfylls, och
  5. organisatoriska förutsättningar för ledning och styrning av kärnkraftsreaktorns drift.

## Syfte

Syftet med bestämmelsen är att reglera omfattningen av de säkerhetstekniska driftförutsättningarna.

## Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses gränsvärden för fysikaliska eller tekniska parametrar som kan mätas och följas upp för att kunna avgöra om konstruktionsgränser avseende integritet för kärnbränslepatroner och primärsystemets tryckbärande delar uppfylls.

Med punkt 2a avses villkor och begränsningar för normal drift avseende driftklarheten hos de strukturer, system och komponenter som beskrivs i 4 kap. 4 § SSMFS-K (om funktioner för övervakning).

Med punkt 2b avses villkor och begränsningar för normal drift avseende driftklarheten hos strukturer, system och komponenter som tillgodoräknats i värderingar, exempelvis i form av tillgänglighet, tillräcklig kapacitet, integritet eller prestanda.

Med punkt 2c avses villkor och begränsningar för normal drift avseende initialvillkor, randvillkor och andra förutsättningar som antagits i värderingar, exempelvis i form av maximalt läckage eller maximal havsvattentemperatur.

Med värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 enligt 3 kap. 1 §, undantaget värderingar enligt 3 kap. 10 § i punkt 2 b och c avses värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 med syfte att påvisa att kärnkraftreaktorn kan tas till säkert tillstånd.

Med punkt 2d avses villkor och begränsningar för normal drift av administrativ karaktär, exempelvis i form av minimal bemanning (*sufficient authorized*).

Med punkt 2e avses villkor och begränsningar för normal drift avseende annat i förhållande till punkt 2a–2d som visats vara av väsentlig betydelse. Det kan exempelvis handla om resultat från helhetsbedömning (PSR), från värderingar med probabilistiska säkerhetsanalyser, erfarenheter från åldringshanteringsprogram, etc.

Med punkt 3 avses dels driftläggning och andra villkor för att funktionsprovning ska kunna genomföras på ett säkert sätt, och dels omfattning och frekvens för denna provning enligt det program för funktionsprovning som följer av 2 kap. 5 § SSMFS-D med preciseringar i 6 kap. 2 § SSMFS-D. Av 6 kap. 3 § SSMFS-D framgår vad som ska ligga till grund för omfattning och intervall för denna funktionsprovning. Exempel på villkor för funktionsprovning kan vara basläggning för provning, acceptanskriterier för godkänd provning och krav på tillgänglighet för strukturer, system och komponenter vars funktioner är redundanta till det som provas.

Med punkt 4 avses särskilda villkor och begränsningar och de åtgärder som ska vidtas då gränsvärden enligt punkt 1 samt villkor och begränsningar enligt punkt 2 inte uppfylls. Detta kan till exempel vara driftomläggningar, olika typer av begränsningar eller ändringar av driftläge. Det kan också handla om att inkalla personal, avbryta åtgärder såsom tunga lyft eller att begränsa maximal termisk effekt eller byte till specifika rutiner för operativ drift. Andra åtgärder kan kräva en större grad av värderingar och motiveringar kan vara olika kompensatoriska och manuella åtgärder som kan vara acceptabla under en begränsad tid eller under speciella förhållanden och förutsättningar. Exempel kan vara begränsningar av tillåten reparationstid, ersätta automatisk övervakning med manuell övervakning, eller maximalt tillåten tid för att utföra avhjälpande underhåll.

Med punkt 5 avses organisatoriska förutsättningar för ledning och styrning av anläggningens drift, exempelvis regler som avser ändring av driftläge, genomförande av underhåll, funktionsprovning eller återkommande kontroll, och kategorisering av inträffade händelser och förhållande.

## Bakgrund och överväganden

Krav på omfattning av säkerhetstekniska driftförutsättningarna har tidigare funnits i bilaga 3 till SSMFS 2008:1. I jämförelse med tidigare utformning har vissa ändringar gjorts i renodlande syfte. Strålsäkerhetsmyndigheten har valt att förtydliga vilka villkor och begränsningar som ska anges i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna i förhållande till tidigare föreskrifter genom punkterna 2a–e. Avsikten har inte varit att driva fram en ändring av befintliga driftförutsättningar utan att ge bättre förutsättningar för framtida tillsyn. Punkterna 2a–e har formulerats med hjälp av svensk praxis samt IAEA:s och WENRA:s riktlinjer avseende *OLCs* samt de amerikanska regelverken som den svenska praxisen i grunden bygger på.

Av Requirement 13 i IAEA:s GSR Part 3 framgår att *OLCs* ska ingå i en värdering av en anläggnings *safety*. I Requirement 28 i IAEA:s SSR-2/1 anges att det i samband med en kärnkraftsreaktors konstruktion ska tas fram en samling *OLCs* nödvändiga för *safe operation* vilket i dessa föreskrifter motsvarar begreppet *drift*. Vad *OLCs* ska omfatta beskrivs under Requirement 6 i IAEA:s SSR-2/2 där det framgår att dessa ska reflektera de antaganden som anges i den slutliga utformningen av reaktorn och som beskrivs i SAR samt innehålla a) *Safety limits*; b) *Limiting settings for safety systems*; c) *Limits and conditions for normal operation*; d) *Surveillance and testing requirements*; e) *Action statements for deviations from normal operation*. Av Requirement 28 i IAEA:s SSR-2/1 framgår även att bl.a. *control system constraints and procedural constraints on process variables* ska ingå.

Även om IAEA:s beskrivning av *safety limits* i SSR-2/1 och SSR-2/2 och NS-G-2.2 har en stark koppling till kärnbränslepatroner anser Strålsäkerhetsmyndigheten att även andra strålkällor som kan utmana kriterierna för de grundläggande funktionerna skulle kunna behöva beaktas. Tidigare angav bilaga 3 i SSMFS 2008:1 att säkerhetstekniska driftförutsättningar skulle ”omfatta specifikationer av de gränsvärden som i en reaktorläggning har betydelse för bränslekapslingens och primärsystemets integritet”. Av en fotnot till detta framgick att detta för kokvattenreaktorer motsvarades av högsta tillåtna gränsvärde (HTG), medan det för tryckvattenreaktorer motsvarades av begreppet säkerhetsgränser (SL).

I Sverige har det växt fram en praxis att också inkludera kurvor med högsta tillåtna tryck och temperatur med hänsyn till reaktortryckkärlens integritet under begreppet säkerhetsgräns respektive högsta tillåtna gränsvärde. Detta görs exempelvis inte i amerikansk praxis där sådana kurvor (P/T-curves), se exempelvis NRC GL 96-03. Strålsäkerhetsmyndigheten har dock inte för avsikt att göra några direkta ändringar i den praxis som råder avseende STF och ser heller inga väsentliga skillnader mellan praxis och IAEA:s och WENRA:s riktlinjer. Strålsäkerhetsmyndigheten har därför valt att inte införa några ändringar avseende vilka gränsvärden som avses motsvara IAEA:s *safety limits* i förhållande till tidigare föreskrifter SSMFS 2008:1.

I dessa föreskrifter motsvaras *Limiting settings for safety systems* av de *utlösningvillkor* som anges under punkten 2 i bestämmelsen. Enligt 6.2 i IAEA:s NS-G-2.2 inkluderar *Limits and conditions for normal operation* gränsvärden för driftparametrar, krav på tillgänglighet för utrustning vid varje driftläge, minimal bemanning, förberedda åtgärder att vidta vid avvikelser från *OLCs* och inom vilken tid dessa behöver slutföras. Vidare bör *Limits and conditions for normal operation* enligt IAEA inkludera gränsvärden för kemi och radioaktivt innehåll i processmedia samt gränsvärden för utsläpp av radioaktiva ämnen till miljön. Appendix I i IAEA:s NS-G-2.2 exemplifierar vilka *Limits and conditions for normal operation* som normalt framgår av *OLCs*.

Att minimal bemanning ska inkluderas i *OLCs* framgår också tydligt av Requirement 4 punkt 3.12 i IAEA:s SSR-2/2 där det anges att *sufficient authorized operators for safe operation* av kärnkraftsreaktorn ska framgå. Detta har i bestämmelsen brutits ut som den egna punkten 2d eftersom detta även var en egen punkt i bilaga 3 i SSMFS 2008:1.



WENRA:s SRL anger ett snarlikt syfte med *OLCs* utan att i samma detalj som IAEA gå in på innehåll. Av Issue H1.1 och H1.2 framgår att *OLCs* ska tas fram för att säkerställa att en kärnkraftsreaktor drivs enligt de förutsättningar och intentioner som har dokumenterats i SAR. *OLCs* ska enligt WENRA definiera de villkor och begränsningar som behövs för att undvika situationer som kan leda till *accidents* eller som behövs för att kunna mildra konsekvenser av sådana *accidents*. Varje *OLC* ska enligt Issue H2.1 vara motiverad utifrån kärnkraftsreaktorns utformning, *safety analysis* och provning i samband med idrifttagning. Issue H4.1 anger att *OLCs* ska inkludera samtliga *operational plant states*, samt övergång mellan dessa driftlägen och tillfälliga förhållanden orsakade av exempelvis underhåll eller provning. Issue H5.1 anger att det ska finnas tillräckliga marginaler mellan *operational limits* och *safety systems settings* för att undvika onödig aktivering av reaktorns *safety systems*. Vidare anges i Issue H5.2 att *OLCs* ska vara baserade på konservativa antaganden för att beakta osäkerhet i *safety analysis*. Issue H6.1–H6.3 anger ett antal *unavailability limits* som ska ingå i *OLCs*. Issue H6.2 anger att *OLCs* ska beskriva vilka åtgärder som ska vidtas och inom vilken tid, då krav på *operability* inte uppnås. I denna bestämmelse har detta kopplats mot krav på att de säkerhetstekniska driftförutsättningarna ska ange de åtgärder som krävs då villkor och begränsningar för normal drift inte innehålls. *Operability* tolkas i detta sammanhang som ett uttryck för vad som i dessa föreskrifter benämns driftklarhet (se definition av driftklar i 1 kap. SSMFS-D). Issue H8.1 anger att *OLCs* ska ange minimal bemanning. Bestämmelsen är i linje med ovan nämnda Issue H i WENRA:s SRL.

Strålsäkerhetsmyndigheten har valt att koppla innehållet i STF till 4 kap. 4 § SSMFS-K som avser övervakning av funktioner som har betydelse för strålsäkerheten. Sådana funktioner var tidigare reglerade i bilaga 3 till SSMFS 2008:1 avseende uppgifter i säkerhetstekniska driftförutsättningar. Strålsäkerhetsmyndigheten har sett behov av att förtydliga vad som behöver anges i STF avseende övervakning och ett lämpligt sätt att göra detta är att koppla det till bestämmelsen om övervakning i 4 kap. 4 § SSMFS-K. Detta innebär att bestämmelsen exempelvis avser funktioner för övervakning av utsläpp under normal drift. Strålsäkerhetsmyndigheten har i tillsyn bedömt att övervakning av utsläpp är en viktig funktion och strukturer, system och komponenter för övervakning är nu inarbetade i de svenska kärnkraftsreaktorers STF. Baserat på detta anser Strålsäkerhetsmyndigheten att den svenska praxisen återspeglas på ett lämpligt sätt genom kopplingen till 4 kap. 4 § SSMFS-K.

Strålsäkerhetsmyndigheten har valt att omformulera bestämmelser som avser de övergripande regler som tillämpas för ledning och styrning av anläggningens drift något i förhållande till tidigare bestämmelser i bilaga 3 till SSMFS 2008:1.

Bestämmelsen har en nära koppling till 5 kap. 1 § SSMFS-D och 2 kap. 15 § SSMFS-D.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i förhållande till bilaga 3 till SSMFS 2008:1 genom att förtydliga vilka villkor och begränsningar som ska anges i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 13 GSR part 3 avseende *OLCs* syfte och innehåll,
- Requirement 6 i IAEA:s SSR-2/2 avseende upprättande och innehåll av de *OLCs*,
- Requirement 28 i IAEA:s SSR-2/1 avseende upprättande och innehåll av *OLCs*,
- Punkt 6.2 och Appendix I i IAEA:s NS-G-2.2 avseende Limits and conditions for normal operation, och
- Issue H1.1–H1.2, H2.1, H4.1, H5.1–H5.2, H6.1–6.3 och H8.1 i WENRA:s SRL avseende upprättande och innehåll i *OLCs*.

## 5.4 – Övriga redovisningar

Detta avsnitt innehåller bestämmelser som berör dels omfattning av beredskapsplan, dels redovisning av skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden.

### 5 kap. 5 § Omfattning av beredskapsplanen

**5 §** En kärnkraftsreaktors beredskapsplan ska för krisorganisationen omfatta en beskrivning av

1. de scenarier för radiologiska nödsituationer som beredskapen och krishanteringen utgår från,
2. krisorganisationen och dess huvuduppgifter,
3. förberedda åtgärder och gällande rutiner vid larmnivåerna haverilarm och förstärkt beredskap,
4. förberedda åtgärder och gällande rutiner vid informationsnivån anläggningsberedskap,
5. gällande rutiner vid krishantering,
6. tillgängliga områden, utrymmen, utrustning och personal,
7. åtgärder som behövs för att ta emot extern hjälp,
8. hur reaktorn vid behov ska utrymmas och hur det så långt som det är möjligt och rimligt säkerställs att reaktorn är utrymd, och
9. utbildningsplanering och övningsplanering.

I beredskapsplanen ska anges kriterier för haverilarm, förstärkt beredskap och anläggningsberedskap samt referenser till den dokumentation som utgör operativt stöd till krisorganisationen.

Beredskapsplanen ska vara koordinerad med rutinerna för operativ drift, rutinerna för skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden samt andra berörda aktörers beredskapsplaner.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga 2 kap. 5 § SSMFS 2018:1 om beredskap och beredskapsplan.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Av 2 kap. 5 § SSMFS 2018:1 framgår att beredskapen ska beskrivas i en beredskapsplan som anger vilka förberedelser som har vidtagits och vilken krishantering som finns tillgänglig för att kunna hantera och begränsa konsekvenserna av en radiologisk nödsituation. Vidare framgår att planen ska hållas aktuell samt att krishanteringen ska prövas genom regelbundna övningar (se även 2 kap. 21 § SSMFS-D). De nu aktuella bestämmelserna förtydligar 2 kap. 5 § SSMFS 2018:1 genom att ange vad som ska ingå i beredskapsplanen.

Med punkt 1 avses de scenarier som specificerats enligt 2 kap. 13 § SSMFS-A och som använts som grund till utformningen av kärnkraftsreaktors beredskap och krishantering enligt 8 kap. 1 § SSMFS-D.

Med punkt 2 avses en beskrivning av den organisation som kan etableras i samband med t.ex. en radiologisk nödsituation och då ersätter ordinarie linjeorganisation (se 8 kap. 2 § SSMFS-D). Beskrivningen innehåller t.ex. information om krisorganisationens struktur, ansvarsförhållanden, befogenheter, ledningsförhållanden, former för beslutsfattande, samverkan och bemanning. Med krisorganisationens *huvuduppgifter* avses de uppgifter som ska utföras för att fullgöra det som framgår av 8 kap. 2 § SSMFS-D.

Med punkt 3 och 4 avses att de åtgärder som ska vidtas när kriterier för någon larmnivå eller informationsnivå uppnås enligt 8 kap. 4 § SSMFS-D, ska vara planerade och att det finns rutiner för vad som sedan ska ske.

Med punkt 5 avses t.ex. referenser till de rutiner som behövs för att styra och stödja krishantering. Exempel på sådana rutiner kan vara rutiner för samlingsplatsansvarig, rutiner för utrymning, rutiner för inkallning av krisorganisationen, rutiner för beslut om etablering logistikcenter, eller rutiner för personlig skyddsutrustning.

Med punkt 6 avses dels de lokaler som finns till förfogande för krisorganisationens verksamhet i samband med en radiologisk nödsituation och dels de resurser som finns förberedda, både i form av strukturer, system, komponenter samt ej installerad utrustning och i form av tillgänglig bemanning. Exempel på sådana områden och utrymmen kan vara samlingsplatser, ledningscentraler och möjliga platser för logistikcenter, medan exempel på resurser kan vara tillgänglig personal samt tillgänglig skyddsutrustning, mobil reservkraft m.m.

Med punkt 7 avses t.ex. förberedda åtgärder för att kunna ta emot personella och materiella resurser. Dessa resurser kan finnas såväl inom landet (t.ex. vid övriga kärnkraftverk) som internationellt (t.ex. inom WANO, *World Association of Nuclear Operators*). Resurser kan lämpligen erhållas genom åberopande av upprättade avtal och överenskommelser.

Med *hur reaktorn vid behov ska utrymmas* i punkt 8 avses att det ska finnas en planering av utrymningsvägar och alternativa utrymningsvägar, för såväl enskild kärnkraftsreaktor som för samtliga kärnkraftsreaktorer på förläggningsplatsen samt att rutiner för utrymning finns. I utrymningsplanen behöver intern larmgivning samt information och rutiner vid samlingsplatser inkluderas vilket framgår av 8 kap. 5 § SSMFS-D och 5 kap. 26 § SSMFS-K. Krav på utrymningsvägar och samlingsplatser finns i 5 kap. 26 § SSMFS-K. I samband med att larmsystemet testas (i enlighet med bestämmelser för funktionsprovning i 6 kap. SSMFS-D) kan utrymningsövningar genomföras för att pröva ändamålsenligheten i utrymningsplanerna och erfarenheter användas för förbättringar, se även 2 kap. 21 § SSMFS-D.

Med *så långt som det är möjligt och rimligt ska säkerställas att reaktorn är utrymd* i punkt 8 avses att det går att ta stöd av strukturer, system och komponenter enligt 3 kap. 21 § SSMFS-K. Detta kan t.ex. avse en kombination av tekniska system, såsom kortläsare vid strategiska platser, och administrativa rutiner exempelvis för eftersök av personer i avgränsade områden. De personer som utryms och som inte ingår i krisorganisationen kan också behöva registreras och ges vidare anvisningar om fortsatt agerande efter utrymningen (t.ex. eventuell kontaminationskontroll med påföljande sanering av kontaminerade personer).

Med punkt 9 avses att de personer som ingår i krisorganisationen omfattas av åtgärder enligt bestämmelserna om utbildning och träning för krisorganisationen i 3 kap. 5 § SSMFS-D samt enligt bestämmelser om övning av krisorganisationen i 2 kap. 21 § SSMFS-D.

Med *referenser till den dokumentation* i andra stycket avses referenser till nödvändiga styrdokument, rutiner, rapporter, handledningar, åtgärdslistor och liknande som t.ex. instruktion för samlingsplatsansvarig, åtgärdslistor för krisorganisationen samt utbildnings- och övningsplan.

Med *koordinerad med rutinerna för operativ drift* i tredje stycket avses att beredskapsplanen behöver samordnas med de rutiner som används för operativ drift av kärnkraftsreaktor enligt 5 kap. 6 § SSMFS-D. Särskilt viktigt är detta för de förebyggande rutinerna och de konsekvenslindrande rutinerna för operativ drift enligt 5 kap. 11 § SSMFS-D.

Med *koordinerad med rutinerna för skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden* i tredje stycket avses exempelvis att ordinarie rutiner för skydd mot antagonistiska

händelser och förhållanden eller att planen för förberedda åtgärder för skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden vid en kärnkraftsreaktor inte motverkar t.ex. en säker utrymning eller förhindrar tillträde för arbetstagare, som ska göra insatser vid reaktorn under en radiologisk nödsituation. Bestämmelser gällande skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden finns i 7 kap. SSMFS-D.

Med koordinerad med *andra berörda aktörers beredskapsplaner* i tredje stycket avses att det behöver finnas rutiner för hur koordinering och samverkan med andra aktörerna ska ske för att koordinera planer och underlätta gemensam hantering av t.ex. en radiologisk nödsituation.

### Bakgrund och överväganden

Krav rörande beredskapsplanen har tidigare funnits i SSMFS 2014:2 där 2 kap. 2 § angav vad en beredskapsplan ska innehålla, 2 kap. 4–5 §§ beskrev vilka förhållanden som ska ligga till grund för beredskapsplaneringen samt hur beredskapsplanen ska vara dimensionerad, 2 kap. 6a § beskrev mottagande av utrustning och annat stöd från externa organisationer, och 4 kap. 1 och 2 angav kriterier för larm och för information samt kriterium för tillståndshavaren att utlösa larm. Ytterligare bestämmelser i SSMFS 2014:2 var 5 kap. 1–5 §§ avseende ordinarie och alternativ ledningscentral, 9 kap. 1 och 2 §§ avseende utrymning och 10 kap. 1–3 §§ avseende kompetens, utbildning och övning.

Begreppet beredskapsplan, dess innehåll och struktur, har tidigare uppfattats olika av tillståndshavarna varför den nya bestämmelsen strävar efter större enhetlighet. Beredskapsplanen kan lämpligen vara en sammanfattande beskrivning av beredskapsverksamheten vid kärnkraftsreaktorn och ska innehålla referenser till såväl operativa dokument som till överliggande policys och styrdokument.

I 2 kap. 5 § SSMFS 2014:2 reglerades att det bl.a. skulle finnas lokaler, utrymmen och resurser för beredskapsorganisationen. I 2 kap. 6a § reglerades att tillståndshavaren skulle förbereda mottagandet av externt stöd och i 4 kap. 1–2 §§ reglerades kraven om larm samt om information.

Stöd för bestämmelsen finns i Issue R2.2 (a), R3.4, R2.3 och R5.3 WENRA:s SRL. Av Issue R2.2 (a) och R3.4 framgår det att tillståndshavaren utan dröjsmål ska klassificera *emergencies* samt larma eller informera *off-site responsible authorities*. I bestämmelsen motsvaras detta av förberedda åtgärder för att larma berörda aktörer utifrån fastställda larmnivåer. Issue R2.3 anger att en *site emergency plan* ska beskriva hur långvariga situationer ska hanteras, hur tillgängliga resurser ska användas samt hur koordinering med *all other involved bodies*, dvs. alla andra berörda aktörer ska ske. Här anges också att planen behöver vara flexibel så att även mer allvarigare situationer än *foreseeable events and situations* kan hanteras. I bestämmelsen hanteras detta främst genom punkten 2, vilken utvecklas i 8 kap. 2 § SSMFS-D. Issue R5.3 anger att all personal som ingår i krisorganisationen ska förutom en grundutbildning även erhålla återträning enligt ett lämpligt schema. Detta speglas av de krav på utbildningsplanering och övningsplanering som finns i bestämmelsen.

Stöd för bestämmelsen finns även i 5 kap. IAEA:s GSR part 7 där det framgår att det vid kärnkraftsreaktorn ska finnas förberedda arrangemang för att hantera en radiologisk nödsituation. Av requirement 6 och 22 i samma standard framgår dessutom att det ska finnas en beredskapsplan samt att denna ska vara koordinerad med övriga aktörers beredskapsplaner. Av requirement 67 i IAEA:s SSR-2/1 framgår vidare att det ska finnas utrymmen på förläggningsplatsen som är anpassade för att krisorganisationen ska kunna hantera radiologiska nödsituationer.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 2 kap. 2, 4,5 och 6 a §§, 4 kap. 1–4 §§, 5 kap. 1–5 §§, 9 kap. 1 och 2 §§ SSMFS 2014:2.

**Referenser**

Bestämmelsen genomför till del artikel 8d 1 i rådets direktiv 2014/87 Euratom avseende att beredskapsplanen samordnas med berörda aktörer.

Bestämmelsen genomför artikel 6 e (iii) i rådets direktiv 2014/87 Euratom avseende behov av i förväg planerade åtgärder för mottagande av extern hjälp.

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue R2.2 och R3.4 i WENRA:s SRL avseende att tillståndshavaren utan dröjsmål behöver klassificera emergencies samt larma eller informera off-site responsible authorities berörda aktörer utifrån fastställda larmnivåer,
- Issue R2.3 i WENRA:s SRL avseende att det av en site emergency plan ska beskriva hur långvariga situationer ska hanteras, hur tillgängliga resurser ska användas samt hur koordinering med all other involved bodies ska ske,
- Issue R5.3 i WENRA:s SRL avseende övningsplan och utbildningsprogram,
- 5 kap. IAEA:s GSR part 7 avseende att det vid kärnkraftsreaktorn ska finnas förberedda arrangemang för att hantera en radiologisk nödsituation,
- Requirement 6 i IAEA:s GSR part 7 avseende att det vid kärnkraftsreaktorn behöver finnas en beredskapsplan som hålls aktuell och prövas genom regelbundna övningar,
- Requirement 22 i IAEA:s GSR part 7 avseende att anläggningens beredskapsplan behöver vara koordinerad med övriga aktörers beredskapsplaner, och
- Requirement 67 i IAEA:s SSR-2/1 avseende att det ska finnas utrymmen på förläggningsplatsen som är anpassade för att krisorganisationen ska kunna hantera radiologiska nödsituationer.

## 5 kap. 6 § Redovisning av skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden

**6 §** Det ska finnas en aktuell redovisning som beskriver kärnkraftsreaktorns skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden.

Av redovisningen ska framgå

1. vilka strålkällor, strukturer, system och komponenter och vilken information som ska skyddas samt var dessa finns,
2. vilka antagonistiska händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 och andra förutsättningar som utgör grund för skyddet,
3. utformningen av skyddet med avseende på
  - a. de strukturer, system, komponenter, områden, utrymmen, ej installerad utrustning och manuella uppgifter som ingår i skyddet,
  - b. organisation och krav på kompetens, inklusive planering för övningar,
  - c. ingående rutiner avseende drift och underhåll av skyddet,
  - d. planerade och förberedda åtgärder enligt 7 kap. 2 § Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer för att anpassa skyddet och genomföra insatser, och
  - e. planerade och förberedda åtgärder för samverkan med Polismyndigheten och andra myndigheter vid antagonistiska händelser och förhållanden,
4. de säkerhetstekniska driftförutsättningarna med tillhörande kompensatoriska åtgärder för skyddet,
5. vilka värderingar enligt 3 kap. som sammantaget bekräftar att skyddets krävda funktioner kan fullgöras,
6. planeringen för att återkommande verifiera att skyddet sammantaget fungerar som avsett, och
7. hur skyddet ska upprätthållas vid händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5.

Redovisningen kan istället för uppgifter om 1–7 innehålla upplysningar om var sådana uppgifter finns.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange krav på en redovisning som beskriver en kärnkraftsreaktors skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden, samt vad redovisningen ska omfatta. Redovisningen syftar till att utgöra en gemensam utgångspunkt för de som arbetar med reaktorns fysiska skydd samt tydliggöra kopplingar till övrig relevant styrning.

### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen förtydligar 2 kap. 3 § SSMFS 2018:1 genom att ställa krav på en redovisning av skyddet mot antagonistiska händelser och förhållanden.

Med *redovisning* enligt första stycket avses en sammanställning vilken på ett övergripande sätt dels beskriver bl.a. skyddets grunder och uppbyggnad, dels beskriver planerade och anpassade åtgärder som förebygger antagonistiska händelser och förhållanden såsom exempelvis sabotage eller olovlig befattning, samt åtgärder som skyddar kärnkraftsreaktor mot sådant.

Med *aktuell* i första stycket avses att redovisningen hålls uppdaterad i förhållande till aktuella händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5, och andra förutsättningar samt att den utvecklas baserat på t.ex. erfarenheter från daglig verksamhet eller inträffade antagonistiska händelser och förhållanden enligt 2 kap. 19 § SSMFS-D, erfarenheter från

genomförda övningar enligt 2 kap. 21 § SSMFS-D, eller anpassningar till följd av sådan koordinering med andra aktörer som krävs i 7 kap. 1 § SSMFS-D.

Med punkt 1 avses att uppgifter finns vid kärnkraftsreaktorn dels om inventarier av kärnämnen och vilka radioaktiva ämnen av olika kategorier som behöver skyddas samt uppgifter om var dessa förvaras dels uppgifter om vilka strukturer, system och komponenter som bedömts vara extra skyddsvärda samt ritningar som visar var dessa är belägna. Bestämmelsen anger redovisning av vad som ska skyddas men den reglerar inte hur detta ska beskrivas. I praktisk tillämpning av bestämmelsen kan redovisningen exempelvis ange vissa utrymmen som ska skyddas vilka i sig innehåller skyddsvärda strålkällor eller strukturer, system och komponenter.

Med punkt 2 avses en beskrivning av vilka laster som konstruktionen ska kunna motstå med hänsyn till olika antagonisters förmåga samt andra förutsättningar som gäller exempelvis polisens insatser och insattider.

Med punkt 3a avses att alla strukturer, system, komponenter, områden, utrymmen, ej installerad utrustning och manuella uppgifter som ingår i skyddet beskrivs eller hänvisas till. Det kan exempelvis vara beskrivning av skyddets uppbyggnad (lökprincipen), ingående delar i skalskyddet, utrustning för övervakning, fordonshinder, provtagningsutrustning, eller zoner med rörelsedetektorer, samt krav på driftklarhet för dessa. Exempel på manuella uppgifter kan i dessa fall vara kontroll av tillträde, bevakning av tillträdesbegränsat område eller förstärkning av områdesskyddet vid förändrad hotbild. De manuella uppgifterna styrs av rutinerna enligt andra stycket punkt 3c. Bestämmelser om upprätthållande av driftsäkerheten för de strukturer, system, komponenter och ej installerad utrustning som ingår i skyddet finns i 6 kap. SSMFS-D.

Med *organisation* i punkt 3b avses den organisation som behövs för att upprätthålla skyddet mot antagonistiska händelser och förhållanden. Organisationen kan utgöra en del av tillståndshavarens organisation eller utgöras av en uppdragstagares organisation. Beskrivningen enligt andra stycket punkt 3b omfattar tillsammans med punkterna 3a och 3c samt 3 kap. 2 § SSMFS 2018:1 hur organisationen är utformad samt hur ansvar, befogenheter och samarbetsförhållanden fördelas, inkluderat kontaktvägar mellan bevakningsorganisation och drift- eller krisorganisation. En redovisning enligt bestämmelsen omfattar därmed utformning, organisation, ledning och bemanning som samordning av manuella uppgifter för såväl fysisk säkerhet som för informationssäkerhet. Detta innebär att redovisningen beskriver såväl funktioner som de strukturer, system och komponenter samt de manuella uppgifter som är nödvändiga för att upprätthålla skyddet.

Med *krav på kompetens* i punkt 3b avses de krav på utbildning, eventuell certifiering och deltagande i övningar som ställs på de som arbetar inom olika delar av skyddet mot antagonistiska händelser och förhållanden. En förutsättning för såväl fysisk säkerhet som informationssäkerhet är kontroll av att personer som deltar i verksamheten har tillräcklig kompetens i om skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden i enlighet med 3 kap. 10 § SSMFS 2018:1. Bestämmelser avseende kompetens- och behörighetsprövning finns i 3 kap. SSMFS-D.

Med *ingående rutiner* i punkt 3c avses de rutiner som styr de förberedda åtgärder i form av manuella uppgifter (enligt 3a) som vidtas inom skyddet mot antagonistiska händelser och förhållanden. Sådana manuella uppgifter inbegriper både åtgärder för att förebygga och för att hantera antagonistiska händelser och förhållanden. Exempel på rutiner för förebyggande åtgärder kan vara rutiner att t.ex. förebygga att personer som inte är behöriga får tillgång till strålkällor, tillträde till utrymmen där strålkällor finns eller till uppgifter om hur skyddet mot antagonistiska händelser och förhållanden är utformat. Exempel på rutiner för att hantera antagonistiska händelser och förhållanden kan vara rutiner att vidta vid förhöjd hotbild, för att fördröja intrång eller förhindra sabotage när intrång har upptäckts.

Med *planerade och förberedda åtgärder* i punkt 3d avses en beskrivning av de planerade och förberedda åtgärder som ska vidtas vid en förhöjd hotbild, vid inträffade antagonistiska

händelser och förhållanden samt de eventuella kompensatoriska åtgärder som kan vara relevanta avseende skyddet mot antagonistiska händelser och förhållanden. Med åtgärder avses här såväl åtgärder för att förebygga, upptäcka, och hantera antagonistiska händelser och förhållanden som åtgärder för samverkan med Polismyndigheten och andra myndigheter. Bestämmelse om att det ska finnas planerade och förberedda åtgärder finns i 7 kap. 2 § SSMFS-D.

Med *åtgärder för samverkan* i punkt 3e avses sådana åtgärder som kärnkraftsreaktorn behöver vidta för att kunna tillvarata samhällets stöd vid antagonistiska händelser och förhållanden. Se även 2 kap. 21 § första stycket 3 i SSMFS-D om övningar i samverkan med externa aktörer i syfte att säkerställa, utveckla och utvärdera strålsäkerheten.

Med punkt 4 avses att det av redovisningen ska framgå under vilka förutsättningar som skyddet är driftklart, samt vilka kompensatoriska åtgärder som behöver vidtas för att kompensera för fel som uppstår i skyddet.

Med punkt 5 avses de värderingar som genomförts enligt 3 kap. i syfte att påvisa att skyddet kan fullgöras vid antagonistiska händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5. Utöver detta utvärderas skyddets status och förmåga genom t.ex. övergripande utvärdering av strålsäkerheten enligt 2 kap. 20 § SSMFS-D och genom övningar enligt 2 kap. 21 § SSMFS-D.

Med punkt 6 avses planering för sådan prövning av förmågan som ofta genomförs i samverkan med Polismyndigheten.

Med punkt 7 avses både hur skyddet upprätthålls vid normala händelser och förhållanden (H1) och hur det upprätthålls vid händelser och förhållanden vid kärnkraftsreaktorn utöver det normala (H2–H5). Utöver beskrivning av hur skyddets förmåga säkerställs enligt 7 kap. 1 § SSMFS-D, kan denna del av redovisningen omfatta information om upprätthållande av driftsäkerheten för de strukturer, system och komponenter som har funktioner inom skyddet enligt 6 kap. SSMFS-D samt upprätthållande av kompetens hos ingående personal, genom t.ex. planer och genomförande av övningar och utbildningar enligt 2 kap. 21 § och 3 kap. SSMFS-D.

Med tredje stycket avses att redovisningen, för punkterna 1–7, antingen innehåller utförliga beskrivningar enligt punkterna eller hänvisar till annan dokumentation där sådana beskrivningar eller värderingar finns.

### **Bakgrund och överväganden**

Krav på en kärnkraftsreaktors fysiska skydd har tidigare funnits i 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1 där det ställdes krav på att utformning, organisation, ledning och bemanning av en kärnkraftsreaktors fysiska skydd skulle vara dokumenterad i en plan, medan 4 § SSMFS 2008:12 (och 9 kap. 3 § 2008:12R) angav att det skulle finnas planerade och förberedda åtgärder för att vid en förhöjd hotbild temporärt förstärka det fysiska skyddet. Identifiering av nödvändiga åtgärder för skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden samt framtagning av rutiner för dessa skulle ske normalt under konstruktionsarbetet, men efter hand som erfarenheter erhöles kunde åtgärder och rutiner behöva ändras eller kompletteras.

Stöd för bestämmelsen finns i IAEA:s NSS-13, s NSS-14 och NSS-20. I punkt 3.11 i NSS-20 anges att planer för *response to a nuclear security event* bör finnas framtagna i syfte att snabbt kunna sätta in och effektivt kunna koordinera de åtgärder som behövs hos såväl tillståndshavare som berörda myndigheter. Av punkt 3.27 i NSS-13 framgår att en tillståndshavare bör leverera en *security plan* i samband med en tillståndsansökan. Den bör innehålla en *contingency plan* som beskriver förberedda åtgärder för att effektivt hantera olovlig befattning, sabotage eller hot om sådana företeelser. Punkten 3.27 anger också att en implementerad *security plan* återkommande bör ses över och hållas aktuell i förhållande till såväl anläggningens *physical protection system* som till rådande förhållanden. Av punkt



3.33 i NSS-14 framkommer att en tillsynsmyndighet bör säkerställa att en kärnkraftsreaktors *security plan* inkluderar åtgärder för att på ett effektivt och anpassat sätt kan hantera antagonistiska händelser och förhållanden. I punkterna 4.11–4.13 i NSS-14 påpekas att tre olika typer av åtgärder, *detection*, *delay* och *response*, bör implementeras för att effektivt motverka olovlig befattning eller sabotage. Således behöver åtgärder för att upptäcka, fördröja och förhindra sådana händelser och förhållanden ingå i en *security plan*. En *security plan* bör enligt punkt 3.27 i NSS-13 vara baserad på *threat assessment* eller *the design basis threat* och omfatta såväl utformning, utvärdering, implementering och upprätthållande av kärnkraftsreaktorns *physical protection system*. *Physical protection system* beskrivs av IAEA som den integrerade uppsättning av personal, rutiner och utrustning som syftar till att motverka *malicious acts* vilka i dessa föreskrifter motsvaras av antagonistiska händelser och förhållanden i form av olovlig befattning och sabotage. I dessa föreskrifter har *the design basis threat* i form av dimensionerande hotbeskrivning (DHB) kopplats till händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5, vilket närmare beskrivs i 2 kap. 5-9 §§ SSMFS-A.

Stöd för bestämmelsen finns även i punkterna 3.10 och 6.11 i IAEA:s NSS-23-G där det påpekas att en *security plan* även bör ha en detaljerad del som särskilt hanterar *information security* i syfte att skydda känslig information samt att interna krav för detta bör kommuniceras med såväl egen personal som inhyrd. I dessa föreskrifter motsvaras *information security* av informationssäkerhet. Ett minimum av vilka typer av information som bör definieras som känslig anges i punkt 4.2. I punkterna 6.12 och 6.13 i samma guide anges vad som bör ingå i en *security plan* avseende *information security*. Att en *security plan* även bör omfatta *computer security* framgår av punkt 5.1.2 i IAEA:s NSS-17, där det även i punkt 1.5 poängteras behovet och fördelen av att alla delar av en *security plan* tas fram integrerat.

Bestämmelsen motsvarar det som i punkt 3.27 i IAEA:s NSS-13 benämns *security plan*. Bestämmelsen preciserar övergripande krav på en redovisning av skyddets grunder och uppbyggnad samt vad denna redovisning ska innehålla. Då tidigare bestämmelse i 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1 angav att en kärnkraftsreaktors fysiska skydd skulle vara dokumenterat i en plan har detta ändrats till krav på en *redovisning av en kärnkraftsreaktors skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden*. Detta har gjorts dels eftersom innehållet snarare är en redovisning än en plan (den innehåller dock planer) och dels eftersom uttrycket närmare knyter an till de antagna antagonistiska händelser och förhållande som de redovisade åtgärderna avser att skydda mot.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 2 kap. 11 § första stycket SSMFS 2008:1 genom att tydliggöra vad en dokumenterad plan för utformning förväntas omfatta.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- punkt 3.33 i IAEA:s NSS-14 avseende att ställa krav på en motsvarighet till en *security plan*,
- punkterna 4.11–4.13 i IAEA:s NSS-14 avseende åtgärder för att upptäcka, fördröja och förhindra olovlig befattning och sabotage,
- punkt 3.11 i IAEA:s NSS-20 beaktats avseende att det ska finnas en plan för hantering av antagonistiska händelser och förhållanden,
- punkt 3.27 i IAEA:s NSS-13 avseende omfattning av en *security plan* och att en sådan plan bör vara baserad på analyserad hotbild, återkommande ses över och hållas aktuell,

- punkterna 4.19 och 5.42 i IAEA:s NSS-13 avseende att en *security plan* bör omfatta förberedda åtgärder som ska vidtas av personal vid antagonistiska händelser eller förhållanden,
- punkt 5.1.2 i IAEA:s NSS-17 avseende att en *security plan* bör omfatta computer security, och
- punkterna 3.10 och 6.11 i IAEA:s NSS-23-G avseende att en security plan bör omfatta *information security*.

## Kapitel 6. Strålsäkerhetsgranskning

Detta kapitel omfattar bestämmelser om strålsäkerhetsgranskning som är ett verktyg för egenkontroll för att säkerställa att tillämpliga strålsäkerhetsaspekter i verksamheten är beaktade, samt att tillämpliga författningskrav på strålsäkerhet för en kärnkraftsreaktors konstruktion, organisation och drift är uppfyllda. Vilka sakfrågor eller tillfällen då Strålsäkerhetsmyndigheten anger krav på att en strålsäkerhetsgranskning genomförs framgår av bestämmelser i SSMFS-K, SSMFS-D och i denna föreskrift där begreppet ingår. I stort är dock avsikten med de bestämmelser om strålsäkerhetsgranskning som framgår av detta avsnitt att det ska finnas systematiska sätt att avgöra behov av strålsäkerhetsgranskning som framgår av ledningssystemet.

Begreppet strålsäkerhetsgranskning skiljer sig från men kompletterar begreppet strålsäkerhetsdemonstration som definieras enligt 1 kap. 4 § med tillhörande bestämmelser i 7 kap. Strålsäkerhetsdemonstration är ett styrt arbetssätt för att hantera ändringar som inte har en försumbar betydelse för strålsäkerheten (se 2 kap. 8 § SSMFS-D för ytterligare förklaringar av när en strålsäkerhetsdemonstration ska genomföras). Strålsäkerhetsgranskning är ett verktyg som inte bara kan behöva tillämpas vid ändringar och anmälningar av dessa i enlighet med bestämmelser i 6 kap., utan även kan tillämpas för att t. ex. säkerställa en allsidig belysning och prioritering av strålsäkerheten vid beredning av beslutsunderlag i frågor som har betydelse för strålsäkerheten, enligt 2 kap. 2 § SSMFS-D. Skillnaden kan exemplifieras genom att strålsäkerhetsdemonstration av en föreslagen ändring enligt 7 kap. 2 § omfattar en samlad redovisning av ”motiv, argument och belägg som visar att de identifierade strålsäkerhetsaspekterna har hanterats och tillhörande författningskrav på strålsäkerhet är uppfyllda”. Strålsäkerhetsgranskning av den föreslagna ändringen däremot omfattar en bedömning av om relevanta motiv, argument och belägg har tagits fram för lösningen och redovisats i tillhörande strålsäkerhetsdemonstration, vilket också medför en fristående bedömning av att lösningen uppfyller relevanta författningskrav på strålsäkerhet.

Inom ramen för dessa föreskrifter har det tidigare begreppet säkerhetsgranskning ersatts med strålsäkerhetsgranskning för att tydliggöra att samtliga aspekter av strålsäkerhet behöver beaktas i granskningsprocessen. Innebörden är densamma även om omfånget i har förtydligats genom att alla aspekter av strålsäkerhet ingår.

I bestämmelserna om strålsäkerhetsgranskning handlar det i huvudsak om förtydliganden jämfört med tidigare bestämmelser. Eftersom erfarenheter från tillsyn av fristående strålsäkerhetsgranskning inte har visat på behov av någon stor förändring av kravbilderna är författningskraven på strålsäkerhet i stort sett oförändrade jämfört med tidigare bestämmelser i 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1. Vissa formuleringar från allmänna råd har dock höjts upp till författningskrav, vilket i sig medför en skärpning av rättsläget.

### 6 kap. 1 § Ledning och styrning av strålsäkerhetsgranskningen

**1 §** En strålsäkerhetsgranskning ska bestå av både primär och fristående strålsäkerhetsgranskning.

Av ledningssystemet ska det framgå när och hur primära och fristående strålsäkerhetsgranskningar ska genomföras samt vilka kriterier som tillämpas för att styra vilka sakfrågor som ska strålsäkerhetsgranskas.

När en anmälan görs till Strålsäkerhetsmyndigheten med tillämpning av bilaga 4 ska det som anmälan avser vara strålsäkerhetsgranskat.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange strålsäkerhetsgranskningens omfattning och hur det styrs i ledningssystemet.

### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen är ett förtydligande av 3 kap. 4 och 5 §§ SSMFS 2018:1 genom att ställa krav på att strålsäkerhetsgranskning genomförs på ett styrt sätt.

Med andra stycket avses att ledningssystemet beskriver när och hur granskning sker och vilka kriterier som tillämpas för att avgöra vad som granskas. Kriterierna utgår lämpligtvis ifrån sakfrågornas betydelse för strålsäkerheten.

Med *det som anmälan avser* i tredje stycket avses att det inte är anmälan i sig som ska vara granskad, utan det som anmälan avser t.ex. en föreslagen lösning av en ändring av konstruktion, det tillfälliga avsteg från STF som sedan ska anmälas. I bilaga 4 framgår krav på att varje anmälan ska innehålla information om genomförd fristående strålsäkerhetsgranskning.

### Bakgrund och överväganden

Kraven på säkerhetsgranskning har sedan mitten på 1990-talet successivt utökats och skärpts, se exempelvis SKI-PM 98:11 och SKI-PM 01:11. Efterhand har krav på en tvådelad säkerhetsgranskning införts; dels granskning av sakkunniga – primär säkerhetsgranskning, dels av en från verksamheten oberoende granskningsfunktion – fristående säkerhetsgranskning. Krav på tvådelad säkerhetsgranskning har tidigare funnits i 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1. Bestämmelsen har utökats i förhållande till de allmänna råden till 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1 genom att beakta alla aspekter av strålsäkerhet.

Av 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 framgick att varje ändring som anmäls till Strålsäkerhetsmyndigheten skulle vara säkerhetsgranskade innan de fick tillämpas. Genom tredje stycket i den nu aktuella bestämmelsen avser Strålsäkerhetsmyndigheten slå fast en generell praxis av att allt som anmäls till myndigheten har genomgått den kvalitetssäkring och egenvärdering som en strålsäkerhetsgranskning innebär.

Den tvådelade strålsäkerhetsgranskningen har ingen direkt motsvarighet vare sig hos IAEA eller hos WENRA. En utökad oberoende granskning finner stöd i IAEA:s GSR Part 4 Requirement 21 men förväntas inte utföras av en permanent granskningsfunktion. I WENRA:s SRL Issue B, punkt B2.2 och B2.4, finns också krav som talar för att säkerhetsfrågor ska granskas av en oberoende funktion. Detsamma gäller Issue Q2.1 i WENRA:s SRL.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen har utökats i förhållande till 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1 genom att alla aspekter av strålsäkerhet beaktas.

Bestämmelsens tredje stycke innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelserna har följande beaktats:

- Requirement 21 i IAEA:s GSR Part 4 om en oberoende granskningsfunktion,
- Issue B2.2 i WENRA:s SRL om beredning av beslut i strålsäkerhetsfrågor,
- Issue B2.4 i WENRA:s SRL om lämplig granskningsfunktion för att säkerställa att strålsäkerheten upprätthålls och utvecklas, och
- Issue Q2.1 i WENRA:s SRL om att alla permanenta och tillfälliga ändringar hanteras på rätt sätt och att alla relevanta författningskrav uppfylls.

## 6 kap. 2 § Strålsäkerhetsgranskningens anpassning, planering och behov av kompetens

- 2 §** En strålsäkerhetsgranskning ska
1. anpassas till sakfrågans komplexitet och betydelse för strålsäkerheten,
  2. planeras in vid lämpliga tillfällen under sakfrågans beredning med hänsyn till dess varaktighet, och
  3. utföras av personer som enskilt eller tillsammans har den sakkunskap och erfarenhet som behövs för bedömningar enligt 3 och 4 §§.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att reglera strålsäkerhetsgranskningens anpassning tids- och innehållsmässigt till sakfrågan som granskas samt att gruppen som utför granskningen sammantaget har den kompetens som behövs.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses exempelvis att omfattningen på strålsäkerhetsgranskningen kan avgöras genom att värdera aspekter såsom sakfrågans komplexitet (såväl komplexitet avseende den specifika sakfrågans egenskaper, som komplexitet i de följdverkningar som implementering av sakfrågan kan ha), de risker vid händelser och förhållanden som är förknippade med den aktuella sakfrågan samt de möjliga konsekvenser en sådan händelse eller ett sådant förhållande kan orsaka. Även en liten eller avgränsad sakfråga kan medföra komplexa effekter på strålsäkerheten, på samma sätt som en mer omfattande sakfråga kan ha begränsade effekter på strålsäkerheten. Även typen av sakfråga och dess egenskaper är av betydelse för hur en strålsäkerhetsgranskning behöver genomföras och dokumenteras. Exempelvis kan valet av tidpunkt för granskningen vara kopplat till behov av strålsäkerhetsgranskning av förutsättningar (exempelvis konstruktionsförutsättningar), av den tolkning av gällande krav och standarder som har gjorts som del av sakfrågans beredning eller av hur de grundläggande strålsäkerhetsprinciperna tillämpas som del av den aktuella sakfrågan. Genom att (vid behov) genomföra strålsäkerhetsgranskning i olika steg kan förutsättningarna förbättras att genomföra en strålsäkerhetsgranskning med allsidig och relevant belysning av sakfrågans betydelse för strålsäkerheten.

Med *planeras in vid lämpliga tillfällen* i punkt 2 avses att strålsäkerhetsgranskning kan behöva varieras och genomföras på olika sätt med hänsyn till behov av fler granskningssteg, behov av granskning i olika skeden av en sakfrågans beredning eller sakfrågans betydelse för strålsäkerheten, såväl som dess omfattning och komplexitet.

Med *hänsyn till dess varaktighet* i punkt 2 avses att planeringen av lämpliga tillfällen för strålsäkerhetsgranskning bör ta hänsyn till omfattningen på en sakfrågans beredning.

Med *sakkunskap och erfarenhet* i punkt 3 avses t.ex. goda kunskaper om grundläggande principer för strålsäkerhet i kärnkraftsreaktorns konstruktion och drift, samt kunskap om organisationen och ledningssystemet. Att under sakfrågans beredning anlita olika sakområdeskompetenser ger en bred belysning av de ingående säkerhetsfrågorna.

### Bakgrund och överväganden

Bestämmelsen har tidigare delvis funnits i 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1 och i de allmänna råden till samma paragraf. Den har tillkommit för att beroende av den sakfråga som bereds kan strålsäkerhetsgranskningen behöva göras flera gånger och med olika inriktning och djup. Vissa formuleringar från de allmänna råden har dock lyfts upp till krav (se punkterna 2 och 3) eftersom formuleringarna inte medgav något alternativ. Genom att allmänna råden upphöjs till krav medför detta att kravet som sådant är nytt. Vidare har bestämmelsen förtydligats i förhållande till de allmänna råden till 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1 genom att alla aspekter av strålsäkerhet ingår.

I det tidigare allmänna rådet till 4 kap. 3 § 2008:1 framgick att såväl personal med tillräcklig teknisk kompetens som personal med beteendevetenskaplig kompetens bör utnyttjas i granskningsarbetet. Detta har i bestämmelsens punkt 3 ersatts av att granskningen görs av personer som tillsammans har den sakkunskap och erfarenhet som behövs med tanke på sakfrågans komplexitet och betydelse för strålsäkerheten. Föreskrifternas tidigare syfte var att se till att beteendevetenskaplig kompetens användes vid granskningen även om samma kompetens inte bidragit vid beredningen av sakfrågan. Omformuleringen av kravet ska ses i ljuset av att det finns många andra specialkompetenser och att det blir missvisande att bara nämna en.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Inga.

### 6 kap. 3 § Primär strålsäkerhetsgranskning

**3 §** En primär strålsäkerhetsgranskning ska så långt som det är möjligt och rimligt utföras av andra personer än de som har deltagit i sakfrågans beredning.

En primär strålsäkerhetsgranskning ska omfatta en bedömning av om

1. relevanta kompetenser har använts i beredningen av sakfrågan,
2. sakfrågans underlag är tillräckligt för att genomföra en granskning,
3. sakfrågans strålsäkerhetsaspekter är tydligt beskrivna och omhändertagna,
4. gjorda antaganden är korrekta och tillräcklig konservatism har tillämpats,
5. föreslagna åtgärder i sakfrågan kan genomföras på avsett sätt och med tillräcklig kvalitet, och
6. sakfrågans åtgärder är acceptabla med hänsyn till relevanta krav på strålsäkerhet.

Den primära strålsäkerhetsgranskningen ska göras utan hänsyn till att en fristående strålsäkerhetsgranskning kommer att genomföras.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att reglera vad den primära strålsäkerhetsgranskningen behöver omfatta.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med första stycket avses att den primära strålsäkerhetsgranskningen, så långt som det är möjligt och rimligt, inte genomförs av individer eller grupper som varit involverade i beredningen av sakfrågan eller som på annat sätt är eller har varit part i att driva ärendet framåt. Varje primär strålsäkerhetsgranskning kan dock inte fullt ut genomföras av personer som är oberoende från beredningen av sakfrågan. Det viktiga är att granskningen sker enligt 6 kap. 1 §.

Med punkt 1 avses såväl olika tekniska kompetenser som tvärvetenskapliga kompetenser inom olika aspekter av strålsäkerhetsområdet samt kompetenser som representerar de olika delar av verksamheten som kommer att beröras av den aktuella sakfrågan.

#### Bakgrund och överväganden

Vilka frågeställningar som normalt bör ingå i en primär säkerhetsgranskning har tidigare funnits i allmänna råd till 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1. Vissa formuleringar från de allmänna råden har dock lyfts upp till krav eftersom formuleringarna inte medgav något alternativ.

Vidare har bestämmelsen förtydligats i förhållande till de allmänna råden till 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1 genom att alla aspekter av strålsäkerhet ingår.

De aspekter som enligt den numrerade listan i bestämmelsen ska kontrolleras och bedömas i den primära strålsäkerhetsgranskningen är färre jämfört med tidigare allmänna råd till 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1. Anledningen är att den primära strålsäkerhetsgranskningen är tänkt att inriktas på sakfrågans betydelse för strålsäkerheten. Punkten 5 i allmänna råd till samma paragraf löd ”... att förslag till åtgärder med anledning av inträffade händelser eller uppdagade förhållanden är sådana att de förebygger ett upprepande”, har omhändertagits genom kraven på rapportering i bilaga 3 till SSMFS-D.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Inga.

### 6 kap. 4 § Fristående strålsäkerhetsgranskning

**4 §** En fristående strålsäkerhetsgranskning ska genomföras av en för ändamålet inrättad granskningsfunktion som ingår i en fristående funktion för frågor om strålsäkerhet enligt 2 kap. 3 § Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer.

En fristående strålsäkerhetsgranskning ska omfatta en bedömning av om

1. sakfrågan har hanterats på ett korrekt sätt,
2. slutsatser och underlag som redovisas i sakfrågan har underbyggts på ett fackmässigt riktigt sätt,
3. presenterade motiv, belägg och argument vad gäller sakfrågan uppfyller kraven på strålsäkerhet,
4. tillämpliga författningskrav på strålsäkerhet är uppfyllda,
5. relevanta kompetenser har använts i den primära strålsäkerhetsgranskningen av sakfrågan, och
6. den primära strålsäkerhetsgranskningens bedömning av vidtagna åtgärder i sakfrågan är acceptabla med hänsyn till relevanta krav på strålsäkerhet.

För det fall bedömningar enligt andra stycket påvisar brister, ska strålsäkerhetsbetydelsen av dessa brister bedömas.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att reglera vad den fristående strålsäkerhetsgranskningen behöver omfatta.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med andra stycket punkt 6 avses en bedömning av omfattning och djup i föregående primära strålsäkerhetsgranskning enligt 6 kap. 3 §. Med detta avses inte bara en kontroll av kvalitén i tidigare genomförda granskningssteg och bedömningen av den fackmannamässiga hanteringen av sakfrågan i dessa granskningssteg utan också en bedömning av hur tidigare granskningssteg bedömt själva sakfrågan. Att kontrollera hur sakfrågan bedömts är inte tänkt som en upprepning av den primära strålsäkerhetsgranskningen, men det kan i vissa fall vara nödvändigt att upprepa någon del av den. Punkt 6 förutsätter att strålsäkerhetsgranskningens två delar utförs i sekvens. Det kan i vissa fall vara nödvändigt med parallell primär och fristående granskning av något skäl. I sådana fall är det viktigt att den fristående strålsäkerhetsgranskningen ändå omfattar en bedömning av genomförd primär strålsäkerhetsgranskning.

**Bakgrund och överväganden**

Bestämmelsen är i stort sett oförändrad jämfört med tidigare krav i 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1. Vissa formuleringar från de allmänna råden har dock lyfts upp till krav eftersom formuleringarna inte medgav något alternativ. Vidare har bestämmelsen förtydligats i förhållande till de allmänna råden till 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1 genom att alla aspekter av strålsäkerhet ingår.

**Äldre bestämmelser**

Kravet är nytt.

**Referenser**

Inga.

**6 kap. 5 § Dokumentation och innehåll i en strålsäkerhetsgranskning**

**5 §** Varje strålsäkerhetsgranskning ska dokumenteras så att den kan granskas av annan instans.

Av dokumentationen ska det framgå

1. vad som har granskats,
2. vilken kompetens som har bedömts vara nödvändig för granskningen,
3. vilka personer som har deltagit i granskningen och deras respektive kompetensområden,
4. hur granskningen har genomförts vad gäller omfattning och detaljeringsgrad,
5. vilka granskningskriterier som har tillämpats,
6. resultat av granskningen i form av tydliga och motiverade ställningstaganden,
7. vilka kommentarer som har lämnats avseende sakfrågan och vid eventuella tidigare granskningar, och
8. hur eventuella granskningskommentarer från både primär och fristående strålsäkerhetsgranskning har omhändertagits.

**Syfte**

Syftet med bestämmelsen är att ange vad som ska ingå i dokumentationen av såväl primär som fristående strålsäkerhetsgranskning.

**Tillämpning av bestämmelsen**

Med *annan instans* avses exempelvis intern revision eller Strålsäkerhetsmyndigheten.

Med punkt 1 avses en beskrivning av sakfrågan samt om granskningen även omfattar tidigare granskningar, i samma eller annan nivå.

Med punkt 8 avses exempelvis en direkt beskrivning i granskningen eller referens till dokumentation där detta framgår. Ett enkelt konstaterande att kommentaren har omhändertagits är därmed inte tillräckligt.

**Bakgrund och överväganden**

Bestämmelsen avseende att strålsäkerhetsgranskningen ska vara dokumenterad har tidigare funnits i 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1. Bestämmelsen avseende att dokumentationen är på ett sådant sätt att den är möjlig att granska av annan instans har funnits i de allmänna råden till samma paragraf. Eftersom formuleringen i allmänna råd inte medgav något alternativ, har dessa upphöjts till krav.

Bestämmelsens punkter om vad som ska framgå av dokumentationen har tillkommit med hänsyn till erfarenheter från tillsyn. Vidare har bestämmelsen förtydligats i förhållande till



de allmänna råden till 4 kap. 3 § SSMFS 2008:1 genom att alla aspekter av strålsäkerhet ingår.

**Äldre bestämmelser**

Kravet är nytt.

**Referenser**

Inga.

## Kapitel 7. Strålsäkerhetsdemonstration och hantering av ändringar

En strålsäkerhetsdemonstration medför ett systematiskt arbetssätt för att säkerställa att ändringar hanteras på ett sådant sätt att författningskraven på strålsäkerhet uppfylls, och att de motiv och argument som finns till detta är spårbara, se även definitionen i 1 kap. 4 §. Med ändring avses, enligt vad som beskrivs till 2 kap. 8 och 9 §§ SSMFS-D, dels ändringar i befintlig konstruktion, redovisning eller drift, och dels införanden av nya delar i dessa. Det kan således vara ändringar i organisation, ändringar i konstruktion, ändringar i driftsätt, eller ändringar i värderingar eller andra delar av verksamheten som kan ha en påverkan på strålsäkerheten. Begreppet ändring kan avse flera ändringar grupperade under t.ex. samma projekt, eller ändringar av enstaka t.ex. strukturer, system och komponenter, värderingar eller rutiner.

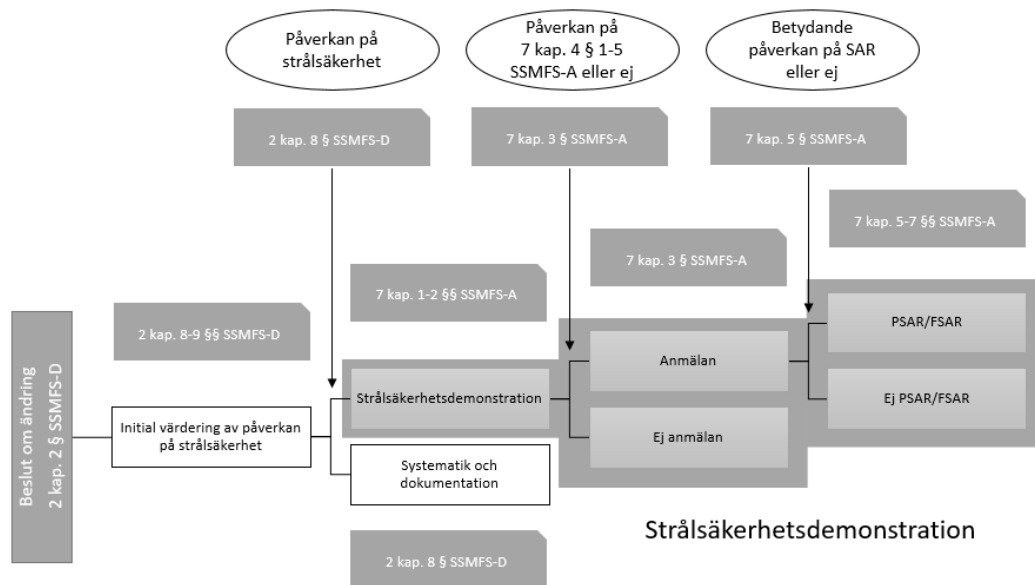
Kraven på strålsäkerhetsdemonstration har utformats med stöd av Requirement 11 i IAEA:s SSR-2/2 samt av NS-G-2.3 där det bland annat anges att värdering av konsekvenser av ändringar bör göras på en mer detaljerad nivå, i samband med genomförande av arbetet att planera och specificera den tänkta lösningen (konstruktionen, organisationen, driftsättet etc.). Syftet med detta är att ge belägg för att den föreslagna lösningen kan implementeras och tas i drift på ett sådant sätt att författningskraven på strålsäkerhet uppfylls. Denna mer detaljerade värdering hanteras i dessa föreskrifter i form av den strålsäkerhetsdemonstration som kravställs i 1–4 §§ i detta kapitel.

Strålsäkerhetsdemonstration medför ett systematiskt arbetssätt för ändringar som enligt 2 kap. 8 § SSMFS-D har en större än försumbar betydelse för strålsäkerheten. Som jämförelse kan nämnas att strålsäkerhetsgranskning enligt 6 kap. i dessa föreskrifter är ett verktyg som inte bara kan användas vid verksamhetens egenkontroll av ändringar, utan även kan tillämpas för att t.ex. säkerställa en allsidig belysning och prioritering av strålsäkerheten vid beredning av beslutsunderlag i frågor som har betydelse för strålsäkerheten enligt 2 kap. 2 § i SSMFS-D. Medan en strålsäkerhetsdemonstration av en föreslagen ändring avser en ”sammanhållen och strukturerad bevisföring för att en ändring uppfyller författningskraven på strålsäkerhet som är relevant i förhållande till en anläggnings konstruktion, redovisning och drift” kan en strålsäkerhetsgranskning av den föreslagna lösningen för ändringen däremot omfatta en värdering av om relevanta motiv, argument och belägg har tagits fram för lösningen, vilket också medför en bedömning av att lösningen uppfyller relevanta krav.

Strålsäkerhetsdemonstrationer skiljer sig från, men kompletterar även, den strålsäkerhetsrapport (SAR) som regleras i 5 kap. i dessa föreskrifter. SAR består av den samlade redovisningen som behövs för att visa hur strålsäkerheten upprätthålls. För mer omfattande ändringar kan det finnas behov av att en preliminär och förnyad strålsäkerhetsrapport tas fram, i enlighet med 5–8 §§ i detta kapitel. Bestämmelserna om strålsäkerhetsdemonstration kompletterar således bestämmelser i 5 kap. om strålsäkerhetsrapportens innehåll och framtagande genom att underlaget från strålsäkerhetsdemonstrationer kan användas för att uppdatera berörda delar i rapporten.

Figur 7.1 nedan visar schematiskt hur ändringar som har betydelse för strålsäkerheten hanteras från det att det tas beslut enligt 2 kap. 2 § SSMFS-D. Efter en initial värdering av ändringens betydelse för strålsäkerheten enligt 2 kap. 8 § SSMFS-D avgörs om en strålsäkerhetsdemonstration ska genomföras eller inte. Strålsäkerhetsdemonstrationen syftar till att redovisa hela vägen fram till att ändringen är implementerad inklusive idrifttagning. En strålsäkerhetsdemonstrations omfattning och innehåll framgår av 7 kap. 1 och 2 §§. Om en strålsäkerhetsdemonstration ska genomföras tas en plan för denna fram enligt 3 § (planens innehåll ska återspegla strålsäkerhetsdemonstrationens innehåll). Om denna plan behöver anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten avgörs av 4 §. Om ändringen har en betydande påverkan på de förhållanden som har angivits i SAR, eller vid

genomförande av flera ändringar som sammantaget medför betydande påverkan på det som anges i SAR, blir det enligt 5 § aktuellt med att en preliminär SAR ska tas fram.



**Figur 7.1:** Schematisk bild som visar hur ändringar som har betydelse för strålsäkerheten ska hanteras från det att beslut tas och om en strålsäkerhetsdemonstration behöver genomföras.

Detta kapitel innehåller bestämmelser inom följande områden, indelat i två avsnitt:

- strålsäkerhetsdemonstration vid ändringar, och
- preliminär och förnyad strålsäkerhetsrapport vid ändringar.

## 7.1 – Strålsäkerhetsdemonstration vid ändringar

Krav på genomförande av strålsäkerhetsdemonstration följer av 2 kap. 8 § SSMFS-D där det bland annat framgår att ändringar som har en betydelse för strålsäkerheten som inte är försumbar ska genomgå strålsäkerhetsdemonstration. Strålsäkerhetsdemonstrationer planeras inför ändringsarbeten och resultatet av genomförd ändring sammanställs sedan i form av en sammanhållen och strukturerad bevisföring av att tillämpliga krav på strålsäkerheten uppfylls. Genomförandet av strålsäkerhetsdemonstrationer förutsätter att en plan tas fram som identifierar vilka bevis som kan komma att användas, hur de kan komma att användas och när de ska tas fram enligt bestämmelsen i 3 §. De underlag och den redovisning som tas fram som del av strålsäkerhetsdemonstrationen för den föreslagna och så småningom implementerade lösningen, kan även användas som underlag för framtagande eller uppdatering av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhetsrapport enligt bestämmelser i 5 kap.

### 7 kap. 1 § Strålsäkerhetsdemonstrationens omfattning

**1 §** Varje strålsäkerhetsdemonstration av ändringar som tas fram enligt 2 kap. 8 § tredje stycket Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer ska anpassas till ändringens och den föreslagna lösningens egenskaper, omfattning och avsedda tillämpning.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange omfattningen av en strålsäkerhetsdemonstration.

### Tillämpning av bestämmelsen

Vad som avses med *strålsäkerhetsdemonstration* framgår av definitionen i 1 kap. 4 §.

Med *ändringar* avses enligt vad som beskrivs till 2 kap. 8 § SSMFS-D dels ändringar i befintlig konstruktion, redovisning eller drift och dels införanden av nya delar i dessa. Det kan således vara ändringar i organisation, ändringar i konstruktion, ändringar i driftsätt, eller ändringar i värderingar eller andra delar av verksamheten som kan ha en påverkan på strålsäkerheten, såsom t.ex. ändringar i strålsäkerhetsrapporten, olika program, planer, rutiner, kriterier eller i målvärden för program för långsiktig begränsning av utsläpp av radioaktiva ämnen. Krav i 2 kap. 9 § SSMFS-D reglerar vilka typer av ändringar som ska värderas. Begreppet *ändring* kan avse flera ändringar grupperade under t.ex. samma projekt, eller ändringar av enstaka t.ex. komponenter, värderingar eller rutiner.

Med att strålsäkerhetsdemonstrationen ska *anpassas till ändringens och den föreslagna lösningens egenskaper, omfattning och avsedda tillämpning* avses att det är den föreslagna lösningens betydelse för strålsäkerheten som helhet som är avgörande för behovet av och hur omfattande en strålsäkerhetsdemonstration behöver vara.

För att avgöra *ändringens och den föreslagna lösningens omfattning* kan aspekter ingå såsom den föreslagna lösningens komplexitet (såväl de specifika egenskaperna som komplexitet i de följdverkningar som kan förväntas efter implementering i kärnkraftsreaktorns konstruktion, drift eller redovisning), de identifierade risker, händelser och förhållanden som bör beaktas kopplat till den aktuella lösningen samt de möjliga konsekvenserna av sådana händelser eller förhållanden som behöver övervägas. Även en liten eller avgränsad ändring kan medföra komplexa effekter på strålsäkerheten, på samma sätt som en mer omfattande ändring kan ha mer begränsade effekter. Exempel på ändringar med olika påverkan kan vara en mindre justering i ett datorbaserat reaktorskyddssystem respektive byggandet av en stor lagerbyggnad i utkanten av en kärnkraftsreaktor. På samma sätt kan en ändring av organisation med tillhörande ansvar och befogenheter, t.ex. med påverkan på driftledning eller ansvar för kärnkraftsreaktorns konstruktion eller bedömning av driftklarhet, medföra olika behov av hur omfattande tillhörande strålsäkerhetsdemonstration behöver vara. Typen av ändring och dess tillhörande egenskaper är av betydelse för hur en strålsäkerhetsdemonstration genomförs och dokumenteras. Inom exempelvis byggkonstruktion och mekanisk konstruktion finns väl etablerade principer och krav för de kontroller och prover som ska göras. En strålsäkerhetsdemonstration kan då till stor del hänvisa till de befintliga arbetssätt och metoder som tillämpas för föreslagna ändringar. En ändring kan också påverka olika sakområden eller delar av en kärnkraftsreaktors konstruktion eller verksamhet. Strålsäkerhetsdemonstrationen värderar då alla de aspekter som är relevanta för den föreslagna lösningen i sin helhet, så som den är tänkt att användas, dvs. det är den sammanvägda betydelsen för strålsäkerheten som behöver framgå.

Med *avsedda tillämpning* avses därmed även att en värdering behöver genomföras av hur reaktorn som helhet påverkas av en ändring. En ändring i exempelvis konstruktion kan ofta medföra en hög grad av arbete enligt standarder och riktlinjer vilka styr såväl konstruktionens utformning som arbetssättet för att värdera, bekräfta och dokumentera att den slutliga lösningen uppfyller författningskraven på strålsäkerhet. För andra tillämpningar är varken möjliga lösningar eller metoder och arbetssätt för att värdera, bekräfta och dokumentera kravuppfyllnad i lika hög grad förutbestämda, utan behöver hanteras och beskrivas på lämpligt sätt i relation till den aktuella ändringen.

### Bakgrund och överväganden

Krav på hantering av tekniska och organisatoriska ändringar samt principiella ändringar i säkerhetsredovisningen framgick tidigare av 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd. Den nu aktuella bestämmelsen tillför krav på strålsäkerhetsdemonstration enligt definition i 1 kap. 4 § med syfte att ange krav på ett mer systematiskt arbetssätt och redovisning som inte enbart beskriver en vald lösning, utan också ger tyngdpunkt till

motiven för om en föreslagen ändring är relevant och godtagbar samt en samlad redovisning med argument för att författningskrav på strålsäkerhet är uppfyllda för den föreslagna lösningen. Bestämmelsen avser alla typer av ändringar enligt 2 kap. 9 § SSMFS-D som enligt 2 kap. 8 § SSMFS-D värderas ha en betydelse för strålsäkerheten som inte är försumbar, men ger också utrymme för anpassningar av strålsäkerhetsdemonstrationens omfattning.

Arbetsätt som med dessa syften tillämpas alltmer internationellt är *safety case* eller *safety assesment*. Begreppen finns definierade i IAEA:s Safety Glossary.

Issue B1.2 och B3.4 i WENRA:s SRL anger att ändringar i organisation respektive bemanning (som enligt Strålsäkerhetsmyndighetens tillämpning av 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 kan ses som en typ av organisatorisk ändring) ska vara motiverade, noggrant planerade och utvärderade efter genomförandet. Bestämmelsen beaktar tillsammans med 7 kap. 2 §, 2 kap. 8 och 9 §§ SSMFS-D både Issue B1.2 och Issue B3.4 i sin helhet.

Issue Q3.1-Q3.3 i WENRA:s SRL anger att vid ändringar i strukturer, system och komponenter ska omfattande säkerhetsbedömningar göras för att visa att alla tillämpliga säkerhetsaspekter har beaktats och att systemspecifikationerna och de relevanta säkerhetskraven är uppfyllda. Bestämmelsen beaktar tillsammans med 7 kap. 2 §, 2 kap. 8 och 9 §§ SSMFS-D Issue Q3.1-Q3.3 i sin helhet.

Den svenska motsvarigheten till de internationella begreppen som har tillämpats inom vissa områden är begreppet säkerhetsdemonstration. I dessa föreskrifter används begreppet strålsäkerhetsdemonstration för att på ett tydligt sätt, och i enlighet med den samreglering som genomförs i dessa föreskrifter, inkludera alla aspekter av strålsäkerhet. Den anpassning som bestämmelsen ger utrymme för kan, t.ex. tillsammans med bestämmelser i 4 kap. 8 § SSMFS-K om samverkan och anpassning av fullgörande av funktioner, tillämpas för att värdera att olika frågor och ändringar ges den uppmärksamhet som deras betydelse för strålsäkerheten kräver. Strålsäkerhetsdemonstration blir på motsvarande sätt som de internationella begreppen ett arbetsätt för att säkerställa att ändringar hanteras på ett sådant sätt att författningskrav på strålsäkerhet uppfylls.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelserna i detta avsnitt har följande beaktats:

- Requirement 2 i IAEA:s SSR-2/1 avseende implementering av ledningssystem för att säkerställa att alla författningskrav på säkerhet är beaktade,
- Requirement 11 i IAEA:s SSR-2/1 avseende aktiviteter och åtgärder vid konstruktion,
- Requirement 11 i IAEA:s SSR-2/2 avseende implementering av program för att hantera ändringar på ett systematiskt sätt,
- Issue B1.2 och B3.4 i WENRA:s SRL avseende ändringar i organisation respektive bemanning, och
- Issue Q3.1-Q3.3 i WENRA:s SRL avseende syfte och omfattning av *safety assesment*.

## 7 kap. 2 § Strålsäkerhetsdemonstrationens innehåll

- 2 §** Strålsäkerhetsdemonstrationen ska innehålla
1. bakgrund, syfte och en övergripande beskrivning av den föreslagna lösningen,
  2. organisation, kompetens, ansvar och befogenheter för framtagning av den föreslagna lösningen,
  3. identifierade strålsäkerhetsaspekter som är relevanta för den föreslagna lösningen,
  4. motiv, argument och belägg som visar att de identifierade strålsäkerhetsaspekterna enligt 3 har hanterats och att tillämpliga krav på strålsäkerhet är uppfyllda,
  5. en beskrivning av relationen till andra aktiviteter och redovisningar för den föreslagna lösningen,
  6. den strålsäkerhetsgranskning som har genomförts för den föreslagna lösningen, och
  7. övriga uppgifter som har betydelse för strålsäkerhetsdemonstrationen av den föreslagna lösningen.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange innehållet i en strålsäkerhetsdemonstration.

### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen förtydligar 2 kap. 8 och 9 §§ SSMFS-D samt 1 § avseende en strålsäkerhetsdemonstrations innehåll.

Med punkt 1 avses en övergripande beskrivning av vad föreslagna ändringar omfattar. Detta kan exempelvis inkludera en beskrivning av vad som införs eller ändras i förhållande till befintlig t.ex. konstruktion, driftsätt eller organisation, såväl som ändringens avgränsningar och motiv till ändringen.

Med punkt 2 avses att i strålsäkerhetsdemonstrationen beskriva de olika aktörer och representanter för olika ansvarsområden som är involverade i arbetet med att genomföra ändringen, deras respektive kompetens, roller och ansvar. Vilken organisation och kompetens som deltagit i ändringsarbetet kan utgöra en viktig del av argumentationen för att tillämpliga författningskrav på strålsäkerhet har omhändertagits. Punkten avser den faktiska organisation etc. som deltagit i arbetet med ändringen, inte en allmän hänvisning till allmänna rutiner för ändringsarbete eller kompetenssäkring. Däremot kan sådana hänvisningar vara relevanta som utgångspunkt för en beskrivning av hur en rutin tillämpas i det aktuella fallet, t.ex. om avsteg eller tillägg till rutinen behövs och har betydelse för strålsäkerhetsdemonstrationens syfte. För konstruktionsändringar är detta ett förtydligande av 3 kap. 2 § SSMFS-K om samverkan vid genomförande av konstruktionsarbete.

Med punkt 3 avses en beskrivning av de specifika aspekter av strålsäkerhet som den aktuella ändringen påverkar. Detta innebär att det i en strålsäkerhetsdemonstration ingår att beakta samtliga de aspekter av strålsäkerhet som är av betydelse för den specifika lösningen, exempelvis identifiering och värdering av eventuella tillkommande händelser eller förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten enligt 4 kap. 1 § SSMFS-K, påverkan på förväntad eller risk för exponering av arbetstagare, påverkan på skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden eller påverkan på manuella uppgifter och organisatoriska förutsättningar, exempelvis enligt 4 kap. 18–20 §§ SSMFS-K om konstruktionens anpassning till människans förmåga.

Med punkt 4 avses, i lämplig omfattning, en beskrivning av motiv, argument och belägg för att författningskraven på strålsäkerhet uppfylls. Detta kan exempelvis omfatta en beskrivning av vilka krav, metoder och riktlinjer inklusive eventuella internationella standarder, som tillämpas samt hur verifiering och validering genomförs för olika delar och

under olika skeden av ändringsarbetet, inklusive under idrifttagning, tillsammans med eventuell tillämpning av specifika metoder eller modeller för strålsäkerhetsdemonstration. Vid konstruktionsändringar avses även t.ex. de lämpliga och anpassade val som görs för den föreslagna konstruktionen under konstruktionsarbetet enligt 4 kap. 1 § SSMFS-K.

Bestämmelsens punkt 5 avser koppling till andra pågående eller föreslagna ändringar, sammanhållande dokumentation, såsom kärnkraftsreaktors strålsäkerhetsrapport (SAR) eller påverkan på ledningssystemet. För strålsäkerhetsdemonstration kan aspekterna av samverkan och att det är många aktiviteter som påverkar varandra som behöver hanteras gemensamt vara betydande faktorer. Hur denna samverkan hanteras är därför också något som behöver framgå av en strålsäkerhetsdemonstration. Närmare bestämmelser om strålsäkerhetsrapport finns i 5 kap. Av 7 kap. 3 § framgår även att det i planen för strålsäkerhetsdemonstration ska framgå om en preliminär- och förnyad strålsäkerhetsrapport kommer att tas fram. Ytterligare bestämmelser om hantering av ändring i strålsäkerhetsrapporten finns i 5–8 §§.

Med punkt 6 avses den strålsäkerhetsgranskning som tillståndshavaren enligt 2 kap. 8 § SSMFS-D kan ha identifierat behov av att genomföra av den föreslagna lösningen. Vilken strålsäkerhetsgranskning som har genomförts kan anses utgöra en naturlig del av argument och belägg för att författningskraven på strålsäkerhet uppfylls för den föreslagna lösningen. Med strålsäkerhetsgranskning av den föreslagna lösningen avses att granskningen omfattar en bedömning av om relevanta motiv, argument och belägg har tagits fram för lösningen, vilket också medför en bedömning av att den uppfyller relevanta krav. När och hur aktiviteter för strålsäkerhetsgranskning ska genomföras kan också påverka tidplanen för när olika aktiviteter inom ramen för strålsäkerhetsdemonstrationen genomförs. För ändringar som enligt 7 kap. 4 § ska anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten framgår av 6 kap. 1 § att den föreslagna lösningen alltid ska vara strålsäkerhetsgranskad innan anmälan.

### **Bakgrund och överväganden**

IAEA:s NS-G-2.3 har tagits fram med syfte att ange rekommendationer för de styrande och kontrollerande aktiviteter som behövs vid ändringar i kärnkraftsreaktorer med syfte att minska risken och säkerställa kärnkraftsreaktors konfiguration i samband med ändringar och överensstämmer med de förutsättningar och villkor som utgjort grund för tillstånd för den kärntekniska verksamheten. Guiden omfattar alla typer av ändringar. I guiden används begreppet *safety assessment* för de aktiviteter som ska genomföras med syfte att värdera strålsäkerheten för kärnkraftsreaktor med anledning av en planerad ändring. I dessa föreskrifter avses därmed att begreppet strålsäkerhetsdemonstration, för varje ändring, omfattar både *safety case* och *safety assessment* enligt IAEA:s nomenklatur, genom att strålsäkerhetsdemonstration omfattar ”argument, motiv och belägg för att författningskraven på strålsäkerhet uppfylls”.

Issue Q3.1-Q3.3 i WENRA:s SRL anger att vid ändringar i strukturer, system och komponenter ska omfattande säkerhetsbedömningar göras för att visa att alla tillämpliga säkerhetsaspekter har beaktats och att systemspecifikationerna och de relevanta säkerhetskraven är uppfyllda. Bestämmelsen beaktar Issue Q3.1-Q3.3 i sin helhet.

Strålsäkerhetsmyndighetens skäl till att ställa krav på strålsäkerhetsdemonstration av ändringar framgår till definitionen av begreppet i 1 kap. 4 § samt till övriga bestämmelser som etablerar denna kravbild, dvs. 2 kap. 8 och 9 § SSMFS-D och 1 § ovan. Avsikten är också att såväl framtagning av en strålsäkerhetsdemonstration som tillgången till en sådan för en implementerad ändring kan vara av betydelse både för de arbetstagare som verkar inom en kärnkraftsreaktors operativa drift såväl som inom organisatoriska funktioner för underhåll, kontroll och provning. Det kan också ha betydelse för ledning och styrning av verksamheten i form av underlag för roller med ansvar för strålsäkerheten, t.ex. vid beslut i strålsäkerhetsfrågor och särskilt vid beslut om implementering av ändringar. Avsikten med krav på strålsäkerhetsdemonstration är också att ge bättre förutsättningar, såväl för

tillståndshavaren som för Strålsäkerhetsmyndigheten, att granska och acceptera föreslagna ändringar.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelserna i detta avsnitt har följande beaktats:

- IAEA:s NS-G-2.3 avseende en generell process styrd av rutiner för att genomföra ändringar, och
- Issue Q3.1–Q3.3 i WENRA:s SRL avseende syfte och omfattning av *safety assessment*.

### 7 kap. 3 § Plan för strålsäkerhetsdemonstration

**3 §** När en ändring som avses i 2 kap. 8 § tredje stycket Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer initieras, ska en plan för framtagning av strålsäkerhetsdemonstrationen enligt 1 § tas fram.

Planen ska anpassas till ändringens och den föreslagna lösningens egenskaper, omfattning och avsedda tillämpning och, så långt som det är möjligt och rimligt, beskriva när och hur 2 § 1–7 ska uppfyllas.

Av planen ska det även framgå om en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport enligt 6 § kommer att tas fram.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att den argumentation och tillhörande bekräftande dokumentation som behövs för att visa hur de olika aspekterna av strålsäkerhet uppfylls, produceras i rätt tid under arbetet för att ta fram den nya eller ändrade lösningen.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med första stycket etableras krav om att en plan för strålsäkerhetsdemonstration ska tas fram för de ändringar som enligt 2 kap. 8 § SSMFS-D omfattas av krav på strålsäkerhetsdemonstration.

Med *anpassad till den föreslagna ändringens egenskaper, omfattning och avsedda tillämpning* i andra stycket avses att planens omfattning kan variera beroende på egenskaper eller omfattning för den ändring som föreslås genomföras. I vägledningen till 1 § ges exempel på aspekter som kan påverka omfattningen på strålsäkerhetsdemonstrationen, och därmed också omfattningen på planen. Detta innebär att det är upp till tillståndshavaren att bestämma planens omfattning, vilket också ger utrymme för en s.k. *graded approach* i dess utformning och innehåll.

Med *så långt som det är möjligt och rimligt* i andra stycke avses att det tidigt i ett arbete med ändringar inte alltid är möjligt att förutse eller beskriva alla de punkter som framgår av 2 §.

Med *beskrivning av ... hur 2 § 1–7 ska uppfyllas* i andra stycket avses exempelvis att planen innehåller en beskrivning av den faktiska organisation, kompetens, ansvar och befogenheter för genomförande av framtagandet av den föreslagna lösningen. Med detta avses inte namngivna personer, men kan exempelvis omfatta att vissa roller med tillhörande kompetens avses ingå i organisationen för genomförandet av ändringen, samt deras ansvar och befogenheter inom ramen för ändringsarbetet. Vilken organisation och kompetens som deltagit i ändringsarbetet och beredning av ärendet kan utgöra en viktig del av argumentationen för att kraven på strålsäkerhet har omhändertagits. På samma sätt utgör denna information i en plan ett underlag för att bedöma att det finns förutsättningar för att



kraven på strålsäkerhet kommer att uppfyllas. Detta ger också förutsättningar för att implementera och följa upp ändringen och värdera om relevanta frågor för strålsäkerheten har beaktats i tillräcklig utsträckning.

Med *beskrivning av när ... 2 § 1–7 ska uppfyllas* i andra stycket avses exempelvis tidpunkter för framtagning av bekräftande information som del av strålsäkerhetsdemonstrationen, såväl som tidpunkter för rapportering och strålsäkerhetsgranskning av strålsäkerhetsdemonstrationen som helhet. Detta inkluderar även tidpunkt för när en föreslagen lösning är tänkt att implementeras och tas i drift, vilket även kan inkludera planerade tidpunkter och strategi för kommunikation med Strålsäkerhetsmyndigheten.

Med tredje stycket förtydligas krav på att det i planen för strålsäkerhetsdemonstration ska framgå om en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport enligt 4 § avses tas fram som en del av genomförandet av ändringen.

### Bakgrund och överväganden

Motsvarande bestämmelse om en plan för strålsäkerhetsdemonstration har inte funnits tidigare i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter, men är en följd av införande av bestämmelse om strålsäkerhetsdemonstration och att anmälan av denna enligt 7 kap. 4 § sker i ett tidigare skede av ett ändringsarbete än vad som har varit fallet i enlighet med 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 och tillhörande allmänna råd om tekniska och organisatoriska ändringar samt principiella ändringar i säkerhetsredovisningen.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelserna i detta avsnitt har följande beaktats:

- Requirement 11 i IAEA:s SSR-2/2 avseende implementering av program för att hantera ändringar på ett systematiskt sätt, och
- IAEA:s NS-G-2.3 avseende en generell process styrd av rutiner för att genomföra ändringar.

## 7 kap. 4 § Anmälan av plan för strålsäkerhetsdemonstration

**4 §** Planen för framtagning av strålsäkerhetsdemonstrationen ska anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten enligt bilaga 4 innan den får tillämpas, om ändringens eller den föreslagna lösningens egenskaper, omfattning eller tillämpning påverkar

1. innehållet i eller förutsättningarna för strålsäkerhetsrapporten,
2. de säkerhetstekniska driftförutsättningarna,
3. programmet för långsiktig begränsning av utsläpp av radioaktiva ämnen,
4. programmet för lokal miljöövervakning,
5. redovisningen av skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden, eller
6. beredskapsplanen.

En uppdaterad version av planen ska anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten som en komplettering enligt bilaga 4

1. vid väsentliga revideringar av den anmälda planen för en strålsäkerhetsdemonstration, och
2. innan den föreslagna lösningen för ändringen implementeras i kärnkraftsreaktorns konstruktion, redovisning eller drift.

## Syfte

Syftet med bestämmelsen är att skapa förutsättningar för Strålsäkerhetsmyndigheten att i ett tidigt skede ta ställning till behov av och metoder för tillsyn av ändringar.

## Tillämpning av bestämmelsen

Med att *planen för strålsäkerhetsdemonstration ska anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten innan den får tillämpas* i första stycket avses att visa på vikten av att en plan för strålsäkerhetsdemonstration produceras tidigt under ändringsarbetet. Avsikten är också att skapa förutsättningar för Strålsäkerhetsmyndigheten att i ett tidigt skede kunna ta ställning till behov av och metoder för tillsyn av ändringar.

Att *planen ... ska anmälas enligt bilaga 4* avses att anmälan hanteras enligt en allmän och generisk process. Enligt generella bestämmelser om anmälan i bilaga 4 medför detta att t.ex. protokoll från den fristående strålsäkerhetsgranskningen som enligt krav i 6 kap. 1 § ska genomföras för alla frågor som anmäls till Strålsäkerhetsmyndigheten, ska ingå i anmälan av plan för strålsäkerhetsdemonstration för en ändring. En strålsäkerhetsgranskning av en plan för strålsäkerhetsdemonstration avser att bekräfta att Strålsäkerhetsmyndighetens författningskrav rörande ändringar enligt bestämmelser i 2 kap. 8–9 §§ SSMFS-D och 1–3 §§ om strålsäkerhetsdemonstration uppfylls. Det är därmed inte en strålsäkerhetsgranskning av den tänkta lösningen som avses i detta skede av ändringsarbetet.

Med att *planen ska anmälas innan den får tillämpas* i första stycket avses att ändringen anmäls före eller i ett tidigt skede av att t.ex. ett projekt påbörjar det faktiska arbetet med att specificera en vald lösning. Avsikten är inte att styra använda projektmodeller eller att förhindra exempelvis värderingar i förberedande förstudier innan beslut fattas om att genomföra en ändring eller välja en typ av lösning för ändringen. För att bestämmelsens syfte ska vara rimligt behöver ett beslut om att initiera en ändring ha fattats enligt 2 kap. 2 § SSMFS-D om beslut. Exakt vilken tidpunkt som är möjlig och rimlig för anmälan kan bero på hur tillståndshavarnas processer, projektmodeller och beslutspunkter ser ut. En tolkning och anpassning av hur bestämmelsens syfte kan hanteras inom ramen för respektive projektprocess kan således behövas. Anmälan behandlas sedan hos Strålsäkerhetsmyndigheten som, baserat på plan för strålsäkerhetsdemonstration, tar ställning till behovet av att myndigheten granskar den föreslagna ändringen som beskrivs i anmälan och om detta behöver ske successivt eller enbart inför att den föreslagna lösningen för ändringen implementeras, t.ex. inför installation och idrifttagning av en ny eller ändrad konstruktion i kärnkraftsreaktorn.

Med första stycket punkt 1 avses exempelvis sådan påverkan att antaganden eller förutsättningar för kärnkraftsreaktors konstruktion och verksamhet, inklusive antaganden eller förutsättningar för värderingar, ändras i sådan utsträckning att de områden som beskrivs i strålsäkerhetsrapporten påverkas. Exempel på påverkan på strålsäkerhetsrapporten kan vara att tillkommande händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten antas kunna uppstå och som i sin tur förväntas ge händelseförlopp som inte täcks in av de händelser och förhållanden som har identifierats enligt 4 kap. 1 § SSMFS-K. Andra exempel är att grundläggande principer för organisation, ledning och styrning av kärnkraftsreaktorn eller förutsättningarna för krisorganisationens arbete förändras avsevärt. Vid större ombyggnader eller ändringar, eller vid ändring av flera antaganden eller förutsättningar som har betydande påverkan på strålsäkerhetsrapporten kan det bli aktuellt att ta fram en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport i enlighet med 5 §. I dessa fall kan det också innebära att Strålsäkerhetsmyndigheten tar ställning till behov av att särskilt pröva och godkänna den preliminära och den förnyade strålsäkerhetsrapporten.

Med första stycket punkt 3 och 4 avses ändringar som påverkar exempelvis rutiner, metoder eller planer inom tillämpade program eller dess omfattning.

Med första stycket punkt 5 avses ändringar som påverkar exempelvis antagna antagonistiska händelser och förhållanden och de åtgärder som vidtagits som skydd mot dessa händelser.

Med första stycket punkt 6 avses ändringar som påverkar exempelvis scenarier för radiologiska nödsituationer, ändringar i krisorganisation eller ändringar i ingående rutiner.

Av bestämmelsen följer att ändringar som genomgår strålsäkerhetsdemonstration men inte påverkar strålsäkerhetsrapporten, eller är den typ av ändring som ska anmälas enligt punkt 2–6 i första stycket, inte behöver anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten. I vilken mån ändringsarbetet kan fortgå innan Strålsäkerhetsmyndigheten genomfört en eventuell granskning eller annan tillsyn av ändringsarbetet, följer av det beslut som fattas inom myndighetens beredningsprocesser.

Med *väsentliga revideringar i den anmälda planen för strålsäkerhetsdemonstration* i andra stycket avses främst ändringar i 2 § 1 (bakgrund och syfte med den föreslagna lösningen) eller 2 § 3 (identifierade strålsäkerhetsaspekter för den föreslagna lösningen). Efterhand som arbetet med ändringen bedrivs kan planen behöva revideras för att syftet med strålsäkerhetsdemonstrationen ska kunna nås. Behov av revidering kan exempelvis orsakas av ändrade eller mer detaljerade kunskaper som erhålls under arbetet med den föreslagna lösningens egenskaper, omfattning och konsekvenser för betydelsen för strålsäkerheten. Det är även att betrakta som en väsentlig revidering om arbetet med ändringen avbryts.

Med att *en uppdaterad version av planen anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten* i andra stycket avses att den reviderade planen anmäls till Strålsäkerhetsmyndigheten genom en komplettering till den anmälan som gjorts enligt första stycket. Vid en sådan komplettering kan Strålsäkerhetsmyndigheten behöva göra en förnyad bedömning av om ändringen behöver genomgå myndighetens granskning. Genom att det är en reviderad version av planen som anmäls och inte t.ex. en fullständig beskrivning av den föreslagna lösningen, minskas omfattningen på den information som tillsänds myndigheten, utan att Strålsäkerhetsmyndigheten lämnar en begäran om ytterligare information t.ex. efter beslut om granskning av ändringen.

Med andra stycke avses att Strålsäkerhetsmyndigheten ska informeras innan ändringar som enligt första stycket i bestämmelsen har anmälts implementeras. Med *anmälas som en komplettering enligt bilaga 4* avses att en aktuell plan skickas till Strålsäkerhetsmyndigheten där det tydligt framgår vilken ändring som avses, så att denna information kan knytas till samma ärende.

### **Bakgrund och överväganden**

Av 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 framgick att vissa tekniska och organisatoriska ändringar skulle anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten. Vidare framgick att en ändringsanmälan bl.a. skulle innehålla bedömda säkerhets- och strålskyddsmässiga konsekvenser. De allmänna råden beskrev innebörden av teknisk ändring, av principiella ändringar av säkerhetsredovisningen och av organisatoriska ändringar. Utöver 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 framgick även krav på anmälan i andra bestämmelser i de äldre föreskrifterna, t.ex. i 2 kap. 11 § om plan för fysiskt skydd. De ändringar som avses i den nu aktuella bestämmelsens punkt 2–5 är en sammanfattning av de ändringar som även har anmälts i enlighet med äldre bestämmelser i SSMFS 2008:1.

Motsvarande bestämmelse om anmälan av en plan för strålsäkerhetsdemonstration har inte funnits tidigare i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter, men är en följd av införande av bestämmelse om strålsäkerhetsdemonstration och att anmälan av planen sker i ett tidigare skede än vad som har varit fallet i enlighet med bestämmelser i 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 om ändringar. Samma gäller för ändringar i plan för fysiskt skydd enligt 2 kap. 11 §. Av den äldre bestämmelsen framgick även att plan fysiskt skydd skulle vara säkerhetsgranskad samt prövad och godkänd av Strålsäkerhetsmyndigheten innan den fick tillämpas. Av den nu aktuella bestämmelsen framgår inte krav på något godkännande innan tillämpning, då

detta är att se som en del av en prövning om tillstånd att bedriva kärnteknisk verksamhet, snarare än som en del av hantering av en ändring i en redan tillämpad plan.

Bestämmelserna innebär en skillnad i vad som ska anmälas och när det ska anmälas för olika typer av ändringar. Tidigare bestämmelser syftade t.ex. för tekniska ändringar (ändringar i konstruktion enligt nu aktuella föreskrifter) till att ett färdigt konstruktionsunderlag med stort fokus på säkerhetsredovisningen skulle anmälas innan ändringen implementerades. De nu aktuella bestämmelserna avseende anmälan syftar till att anmälan sker i ett tidigt planeringsskede där den första redovisningen enbart innehåller en övergripande beskrivning av hur kraven på strålsäkerhet visas vara uppnådd efter genomförd ändringsprocess. En avsikt med bestämmelserna om anmälan av planen för strålsäkerhetsdemonstration är att Strålsäkerhetsmyndigheten i ett tidigt skede kan värdera och besluta om det finns behov av att kontinuerligt följa arbetet med att ta fram föreslagen lösning. Syftet är att skapa bättre förutsättningar, såväl för tillståndshavaren som för Strålsäkerhetsmyndigheten, att granska föreslagna ändringar.

Anmälan innan planen får tillämpas innebär inte i sig att arbetet inte får fortgå under tiden som anmälan behandlas. Erfarenheter har snarare visat att anmälan kommer i så sent skede att en normal tid för behandling av anmälan hos Strålsäkerhetsmyndigheten innebär att ändringen redan är implementerad innan strålsäkerhetsmyndigheten hunnit granska eller åtminstone besluta om granskning. Däremot har Strålsäkerhetsmyndigheten även tidigare haft möjlighet att fatta beslut om att en ändring inte får tas i drift innan myndighetens granskning av ärendet är klar.

Att Strålsäkerhetsmyndigheten ska informeras innan ändringen implementeras är att jämföra med den tidpunkt för anmälan av ”tekniska och organisatoriska ändringar” som gällde enligt tidigare bestämmelser i 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 såväl som för ändringar i planen för fysiskt skydd enligt 2 kap. 11 § SSMFS 2008:1. Ett sådant förfaringsätt syftar till att Strålsäkerhetsmyndigheten ges information om implementering av ändringar, oavsett om Strålsäkerhetsmyndigheten i ett tidigare skede har granskat den föreslagna ändringen efter att anmälan skett enligt bestämmelsens första stycke.

#### **Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär en skärpning i förhållande till 2 kap. 11 § och 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 genom att tidpunkter och omfattning på de anmälningar och efterföljande kommunikation som ska ske med Strålsäkerhetsmyndigheten har förtydligats.

#### **Referenser**

Vid utformning av bestämmelserna i detta avsnitt har följande beaktats:

- Requirement 11 i IAEA:s SSR-2/2 avseende implementering av program för att hantera ändringar på ett systematiskt sätt, och
- IAEA:s NS-G-2.3 avseende en generell process styrd av rutiner för att genomföra ändringar.

### **7 kap. 5 § Strålsäkerhetsgranskning av den föreslagna lösningen för en ändring**

**5 §** Den föreslagna lösningen för en ändring vars plan ska anmälas enligt 4 § första stycket, ska vara strålsäkerhetsgranskad innan lösningen får tillämpas.

#### **Syfte**

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga krav på strålsäkerhetsgranskning av vissa typer av föreslagna lösningar.

#### **Tillämpning av bestämmelsen**

Med bestämmelsen avses att förtydliga krav på strålsäkerhetsgranskning av ändringar, genom att ange ett explicit krav på att lösningen för sådana ändringar vars plan enligt 4 §

första stycket ska anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten ska strålsäkerhetsgranskas innan den får tillämpas.

Ytterligare bestämmelser om strålsäkerhetsgranskning finns i 6 kap.

### **Bakgrund och överväganden**

Av 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 framgick att varje ändring som anmäls till Strålsäkerhetsmyndigheten skulle vara säkerhetsgranskade innan de fick tillämpas. Detta krav framgår i dessa föreskrifter av 6 kap. 1 § tredje stycket, där det anges att det som anmäls till Strålsäkerhetsmyndigheten ska genomgå strålsäkerhetsgranskning. Då inte alla ändringar och dess lösningar behöver anmälas (beror på om Strålsäkerhetsmyndigheten avser att följa ett ärende) finns det behov att förtydliga att även dessa behöver vara strålsäkerhetsgranskade innan tillämpning. Behovet av strålsäkerhetsgranskning av ändringar värderas i samband med den initiala värderingen av ändringens betydelse för strålsäkerheten, se 2 kap. 8 § SSMFS-D.

### **Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1.

### **Referenser**

Inga.

## **7.2 – Preliminär och förnyad strålsäkerhetsrapport**

Vid omfattande ändringar kan det finnas behov av att en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport tas fram. Detta avsnitt behandlar bestämmelser om *när* en preliminär strålsäkerhetsrapport behöver tas fram, vad denna ska innehålla och hur den ska hanteras under ändringens olika faser, fram till att den nya eller ändrade konstruktionen respektive ändrade driftsättet har tagits i drift.

Krav motsvarande de som ställs i detta avsnitt på preliminär och förnyad strålsäkerhetsrapport vid ändringar har tidigare funnits i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 där krav avseendestrålsäkerhetsrapporten under olika skeden av bl.a. en större ombyggnad har omarbetats för att nu även vara tillämpbara vid utformning, tillverkning, byggnation och installation samt idrifttagning av nya kärnkraftsreaktorer. Bestämmelserna har även kompletterats med anledning av bestämmelser om strålsäkerhetsdemonstration.

Vid ny eller ändrad konstruktion eller vid ändrat driftsätt kan delar i strålsäkerhetsrapporten behöva uppdateras. Den föreslagna konstruktionens eller ändringens egenskaper, omfattning och avsedda tillämpning avgör enligt 7 kap. 1 § omfattningen på den strålsäkerhetsdemonstration som ska tas fram. I den plan för strålsäkerhetsdemonstration som följer av bestämmelser i 7 kap. 3 § och som enligt 7 kap. 4 § anmäls till Strålsäkerhetsmyndigheten ska ”relationen till andra aktiviteter och redovisningar” framgå, samt om en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport kommer att tas fram.

### **7 kap. 6 § Behov av preliminär och förnyad strålsäkerhetsrapport**

- 6 §** Vid sådana ändringar av konstruktion eller driftsätt som avses i 2 kap. 8 § tredje stycket Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer, ska en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport tas fram om
1. de är permanenta och medför betydande påverkan på de förhållanden som anges i strålsäkerhetsrapporten, eller
  2. flera ändringar sammantaget medför betydande påverkan på det som anges i strålsäkerhetsrapporten.

## Syfte

Syftet med bestämmelsen är att ange en avgränsning för vid vilka ändringar det är aktuellt att ta fram en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport.

## Tillämpning av bestämmelsen

Med *ändringar av konstruktion eller driftsätt* avses en avgränsning för vilka typer av ändringar som bestämmelsen gäller för. Den nu aktuella bestämmelsen gäller alltså inte för alla de typer av ändringar som framgår av 2 kap. 9 § SSMFS-D.

*Preliminär strålsäkerhetsrapport* är den rapport som inför installation och byggnation visar hur värderingar och förhållanden som beskrivs i den befintliga strålsäkerhetsrapporten kommer att ändras för den färdiga konstruktionen eller efter implementering av det ändrade driftsättet.

*Förnyad strålsäkerhetsrapport* är den strålsäkerhetsrapport som kommer att ersätta gällande strålsäkerhetsrapport under idrifttagning av kärnkraftsreaktorn efter byggnation och installation.

Med *permanent* i punkt 1 avses sådana ändringar där avsikten är att ändringen ska fortleva under kärnkraftsreaktorns livstid. De ändringar som inte är permanenta betecknas som tillfälliga avsteg från specificerad konstruktion eller driftsätt enligt 2 kap. 10 § SSMFS-D.

Med punkt 2 avses att förtydliga att det inte endast är en enskild ändring som kan medföra behov av att en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport tas fram, utan det kan också vara en följd av flera ändringar som gemensamt skapar en betydande påverkan på strålsäkerhetsrapporten. Det kan exempelvis vara att flera ändringar planeras under en viss tidsperiod med ett gemensamt syfte. Denna tidsperiod kan sträcka sig över flera år.

Med *betydande påverkan på de förhållanden som har angivits i strålsäkerhetsrapporten* i punkt 1 och 2 avses exempelvis

- större ändringar av kärnkraftsreaktorns konstruktion,
- ändring av flera antaganden eller förutsättningar som leder till påverkan på flera områden i strålsäkerhetsrapporten, eller
- ändring av antaganden eller förutsättningar som leder till att flera resultat från värderingar påverkas signifikant.

## Bakgrund och överväganden

Vid utformning av bestämmelsen har 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 beaktats avseende när en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport ska tas fram. Bestämmelsen är att betrakta som jämförbar med intentionen i denna.

Tidigare bestämmelser i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 ställde krav på att ”innan en anläggning får uppföras och innan större ombyggnader eller större ändringar av en befintlig anläggning genomförs, skulle en preliminär säkerhetsredovisning (i nu aktuella föreskrifter benämnt strålsäkerhetsrapport) sammanställas. Innan provdrift av anläggningen fick påbörjas, skulle säkerhetsredovisningen förnyas så att den avspeglade anläggningen som den var byggd.” De allmänna råden beskrev också innebörden av större ombyggnader eller större ändringar med exempelvis höjning av en reaktors termiska effekt eller sådana moderniseringar som innebär att säkerhetsfunktioner eller flera system byggs om, påverkas eller tillkommer. De allmänna råden beskrev även att den preliminära säkerhetsredovisningen borde bygga på anläggningens befintliga säkerhetsredovisning och förses med bland annat uppgifter om hur kärnkraftsreaktorn kommer att vara utformad efter ombyggnaden eller ändringen. Vidare framgick av 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 att såväl den preliminära som den förnyade och den kompletterade säkerhetsredovisningen i varje skede skulle vara prövad och godkänd av Strålsäkerhetsmyndigheten.

Vid utformning av bestämmelsen har SSM 2009-1210 beaktats avseende innehåll och anmälan av preliminär strålsäkerhetsrapport. I denna promemoria redovisas

Strålsäkerhetsmyndighetens syn på de olika granskningar, ställningstaganden, tillstånd och beslut som behövs från det att en ansökan om effekthöjning inkommer till Strålsäkerhetsmyndigheten fram till dess att beslut fattas om rutinmässig drift vid den högre effekten. Dessutom redovisas Strålsäkerhetsmyndighetens syn på vilket underlag som behöver bifogas dels ansökan om tillstånd, dels ansökan om provdrift respektive rutinmässig drift vid den högre termiska effekten. Bestämmelsen innebär ingen större förändring mot den praxis som har tillämpats vid effekthöjningar.

Bestämmelsen har förtydligats med anledning av tillsynserfarenheter som visat att flera ändringar sammantaget kunnat anses ha sådan påverkan på det som i nu aktuella föreskrifter benämns strålsäkerhetsrapporten att det hade kunnat vara aktuellt att ta fram en preliminär och en förnyad strålsäkerhetsrapport som i exempelvis de moderniseringar som genomfördes som en följd av SSMFS 2008:17 trädde i kraft.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 genom att ange när en preliminär strålsäkerhetsrapport tas fram.

Kravet är nytt avseende att flera ändringar sammantaget medför betydande påverkan på det som anges i strålsäkerhetsrapporten.

#### Referenser

Inga.

### 7 kap. 7 § Innehåll och anmälan av preliminär strålsäkerhetsrapport

**7 §** Den preliminära strålsäkerhetsrapporten ska utgå från kärnkraftsreaktorns befintliga strålsäkerhetsrapport och avspegla kärnkraftsreaktorn som kommer att vara konstruerad och drivas efter implementering och idrifttagning av den föreslagna lösningen.

Den preliminära strålsäkerhetsrapporten ska anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten som en komplettering enligt bilaga 4 till den anmälan av planen för strålsäkerhetsdemonstrationen som har gjorts enligt 4 §.

Anmälan ska göras i sådan tid att Strålsäkerhetsmyndighetens granskning kan vara genomförd innan byggnation, installation eller övrig implementering av den föreslagna lösningen påbörjas.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att en första samlad redovisning av hur de värderingar med tillhörande analyser av förhållanden som framgår av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhetsrapport kommer att förändras efter genomfört ändringsarbete via en preliminär strålsäkerhetsrapport inför byggnation och installation eller i övrigt införande av ändrade driftsätt.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med första stycket avses exempelvis att i den preliminära strålsäkerhetsrapporten redovisa värderingar av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet. Värderingen görs därmed såväl av det som ändras som de delar som är opåverkade enligt befintlig strålsäkerhetsrapport.

Bestämmelsens andra stycke avser att den preliminära strålsäkerhetsrapporten anmäls som en komplettering till pågående strålsäkerhetsdemonstrationsärende, se även vägledning till 4 §. Enligt 4 § hanteras också kommunikation och behov av granskning från Strålsäkerhetsmyndigheten baserat på anmälan av plan för strålsäkerhetsdemonstration. I dessa fall kan det också innebära att Strålsäkerhetsmyndigheten har tagit ställning till behov av att särskilt pröva och godkänna den preliminära och den förnyade strålsäkerhetsrapporten.



**Bakgrund och överväganden**

Vid utformning av bestämmelsen har 4 kap. 2 § i SSMFS 2008:1 beaktats avseende när en preliminär eller en förnyad strålsäkerhetsrapport ska tas fram. Bestämmelsen är att betrakta som jämförbar med intentionen i denna.

Tidigare bestämmelser i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 ställde bland annat krav på att innan provdrift av anläggningen fick påbörjas, skulle säkerhetsredovisningen (i nu aktuella föreskrifter benämnt strålsäkerhetsrapport) förnyas så att den avspeglar anläggningen som den är byggd. De allmänna råden beskrev att den preliminära säkerhetsrapporten skulle bygga på anläggningens befintliga säkerhetsredovisning och förses med bl.a. uppgifter om hur anläggningen var avsedd att vara utformad efter ombyggnaden eller anläggningsändringen.

**Äldre bestämmelser**

Kravet är nytt.

**Referenser**

Inga.

**7 kap. 8 § Innehåll och anmälan av förnyad strålsäkerhetsrapport**

**8 §** Den förnyade strålsäkerhetsrapporten ska utgå från den preliminära strålsäkerhetsrapporten men uppdateras med de förändringar som har skett i den föreslagna lösningen.

Den förnyade strålsäkerhetsrapporten ska anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten som en komplettering enligt bilaga 4 till den anmälan av planen för strålsäkerhetsdemonstrationen som har gjorts enligt 4 §.

Anmälan ska göras i sådan tid att Strålsäkerhetsmyndighetens granskning kan vara genomförd innan idrifttagning inleds.

**Syfte**

Syftet med bestämmelsen är att en aktuell och uppdaterad version av strålsäkerhetsrapporten som tar hänsyn till kärnkraftsreaktors nya eller ändrade konstruktion eller ändrade driftsätt finns framme inför idrifttagning.

**Tillämpning av bestämmelsen**

Efter att ändringar av en kärnkraftsreaktors konstruktion eller driftsätt har implementerats kommer strålsäkerhetsrapporten att korrekt återspegla kärnkraftsreaktors faktiska utformning. Identifierade avvikelser i förhållande till preliminär strålsäkerhetsrapport och de förbättringsbehov som framkommit vid tillståndshavarens egen strålsäkerhetsgranskning eller vid Strålsäkerhetsmyndighetens granskning av den preliminära strålsäkerhetsrapporten efter den anmälan av den preliminära strålsäkerhetsrapporten enligt 7 § har då åtgärdats. Denna förnyade strålsäkerhetsrapport ersätter då gällande strålsäkerhetsrapport under idrifttagningen.

Bestämmelsens andra stycke avser att den förnyade strålsäkerhetsrapporten anmäls som en komplettering till pågående strålsäkerhetsdemonstrationsärende. Enligt 4 § hanteras också kommunikation och behov av granskning från Strålsäkerhetsmyndigheten baserat på anmälan av plan för strålsäkerhetsdemonstration.

**Bakgrund och överväganden**

Vid utformning av bestämmelsen har 4 kap. 2 § i SSMFS 2008:1 beaktats avseende när en preliminär eller en förnyad strålsäkerhetsrapport ska tas fram. Bestämmelsen är att betrakta som jämförbar med intentionen i denna.



Tidigare bestämmelser i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 ställde bland annat krav på att innan provdrift av anläggningen fick påbörjas, skulle säkerhetsredovisningen (i nu aktuella föreskrifter benämmt strålsäkerhetsrapport) förnyas så att den avspeglar anläggningen som den är byggd. De allmänna råden beskrev att den preliminära säkerhetsrapporten skulle bygga på anläggningens befintliga säkerhetsredovisning och förses med bl.a. uppgifter om hur anläggningen var avsedd att vara utformad efter ombyggnaden eller anläggningsändringen.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 avseende förnyad säkerhetsredovisning.

#### Referenser

Inga.

### 7 kap. 9 § Uppdaterad och aktuell strålsäkerhetsrapport

**9 §** När en ändrad konstruktion eller ett ändrat driftsätt har genomgått idrifttagning, ska strålsäkerhetsrapporten så snart som det är möjligt och rimligt uppdateras med utgångspunkt från den förnyade strålsäkerhetsrapporten och med hänsyn till erfarenheter från idrifttagningen.

Strålsäkerhetsrapporten ska efter uppdatering anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten som en komplettering enligt bilaga 4 till den anmälan av planen för strålsäkerhetsdemonstrationen som har gjorts enligt 4 §.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga att strålsäkerhetsrapporten uppdateras efter genomförd provdrift så att den återspeglar idrifttagen konstruktion.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Efter genomförd idrifttagning av kärnkraftsreaktorn ersätts strålsäkerhetsrapporten från idrifttagningsskedet med en strålsäkerhetsrapport som är uppdaterad och aktuell med hänsyn till erfarenheter från idrifttagningen.

Bestämmelsens andra stycke avser att den uppdaterade strålsäkerhetsrapporten anmäls som en komplettering till pågående strålsäkerhetsdemonstrationsärende. Enligt 4 § hanteras också kommunikation och behov av granskning från Strålsäkerhetsmyndigheten baserat på anmälan av plan för strålsäkerhetsdemonstration.

#### Bakgrund och överväganden

Av 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 första stycket framgick att en säkerhetsredovisning ska avspegla anläggningen som den är byggd, analyserad och verifierad. Av andra stycket samma bestämmelse framgick även att säkerhetsredovisningen skulle kompletteras med beaktande av erfarenheter från provdriften innan anläggningen fick tas i rutinmässig drift. Av tredje stycket framgick dessutom att såväl den preliminära säkerhetsredovisningen som den förnyade och den kompletterade säkerhetsredovisningen i varje skede skulle vara säkerhetsgranskad samt prövad och godkänd av Strålsäkerhetsmyndigheten och därefter hållas aktuell. Vid utformning av bestämmelsen har även 4 kap. 5 § i SSMFS 2008:1 beaktats avseende ändringar i anläggningens utformning.

Den nu gällande bestämmelsen anger inte ett strikt villkor avseende förutsättningar för rutinmässig drift enligt vad som följer av avgiftsförordningen. Den process för anmälan och Strålsäkerhetsmyndighetens beslut om behov av granskning av ändringar som följer av 4 § om anmälan av plan för strålsäkerhetsdemonstration innebär, tillsammans med den nu aktuella bestämmelsens formulering om anmälan av den kompletterade

strålsäkerhetsrapporten, att Strålsäkerhetsmyndigheten ges förutsättningar att avgöra i vilken mån den kompletterade strålsäkerhetsrapporten behöver granskas innan övergång till rutinmässig drift är möjlig. Fokus i bestämmelsen är i stället att en aktuell strålsäkerhetsrapport, med hänsyn till erfarenheter från idrifttagningen, finns framtagen så snart som det är möjligt och rimligt. Detta kan i formell mening ses som en lättnad i förhållande till äldre bestämmelser, men stämmer även med t.ex. Issue N3.1 i WENRA:s SRL som anger att SAR efter ändringar ska hållas uppdaterad och aktuell *in a timely manner after the new information is available and applicable*.

#### **Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär en lättnad i sak i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 avseende processen för anmälan och Strålsäkerhetsmyndighetens granskning.

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 5 § i SSMFS 2008:1 avseende ändringar i anläggningens utformning.

#### **Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har Issue N3.1 i WENRA:s SRL beaktats.

## Kapitel 8. Helhetsbedömning av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet

Detta kapitel innehåller bestämmelser om helhetsbedömning av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet. Benämningen ”helhetsbedömning av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet” ersätter tidigare benämning ”Återkommande helhetsbedömning av anläggningens säkerhet och strålskydd” som angavs i rubriken till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1. Internationellt används benämningen *Periodic Safety Review* med förkortningen PSR.

De nya bestämmelserna om helhetsbedömning av strålsäkerhet tar utgångspunkt i 10 a § kärntekniklagen. Bestämmelserna har förtydligats gentemot kraven på strålsäkerhetsrapporten (SAR). Vidare har harmoniseringen med IAEA lett till att huvuddragen i processen för helhetsbedömning följer IAEA:s säkerhetsguide SSG-25. Av andra punkten i 10 b § kärntekniklagen framgår att Strålsäkerhetsmyndigheten får meddela föreskrifter om hur en bedömning enligt 10 a § kärntekniklagen ska göras, vilket närmare beskrivs i detta kapitel.

### Kort beskrivning av utvecklingen av kraven på helhetsbedömning

Krav på samlad återkommande säkerhetsgranskning av de svenska kärnkraftsreaktorernas säkerhet har funnits sedan början av 1980-talet. Riktlinjerna då var att varje kärnkraftsanläggning under sin tekniska livslängd skulle genomgå ”minst tre fullständiga säkerhetsgranskningar liknande den som föregår meddelandet av tillstånd att för första gången ta reaktor-anläggningen i drift”. En sådan granskning, s.k. ”*As operated Safety Analys Report*” (ASAR) skulle enligt riktlinjerna ske vart åttonde till tionde år. Syftet med ASAR var att driva fram en utveckling av säkerheten mot bakgrund av ny kunskap och teknik samt nya metoder. ASAR skulle innebära en avstämning av säkerhetsläget vid en kärnkraftsreaktor.

Kravet på att genomföra återkommande helhetsbedömning av säkerheten och strålskyddet fördes sedan in i Statens kärnkraftsinspektions föreskrifter år 1998. Sedan år 2010 återfinns kraven i 10 a § kärntekniklagen. I regeringens proposition 2009/10:172 (s. 41) påpekas bl.a. att återkommande helhetsbedömningar är en viktig och grundläggande princip för säkerhets- och strålskyddsarbetet vid de kärntekniska anläggningarna. Vidare ansågs att helhetsbedömningen är ett effektivt instrument som syftar till att få en övergripande bild av säkerheten vid en kärnkraftsreaktor för att kunna bestämma rimliga och praktiskt möjliga åtgärder för att bibehålla en hög säkerhetsnivå. I propositionen lyftes också fram att helhetsbedömningen ger tillsynsmyndigheten möjlighet att successivt skärpa kraven för kärnkraftsreaktorer i drift. Dessutom lyftes i propositionen fram att myndigheten skulle ges möjlighet att i föreskrifter precisera kravet på innehållet i en helhetsbedömning, t.ex. vilka områden som värderingen och redogörelsen närmare ska omfatta och hur djupgående dessa ska vara.

IAEA har i olika dokument krav på att säkerhetsvärderingar ska upprepas helt eller delvis under en anläggnings livstid med beaktande av förändrade omständigheter, drifterfarenheter, vetenskaplig och teknisk utveckling samt effekter av åldrande, SSR-2/2 och GSR Part 4. Med detta som utgångspunkt har IAEA sedan 1994 utvecklat och publicerat standarder för genomförande av helhetsbedömningar. Dessa standarder har uppdaterats över åren och den senaste standarden benämns här med förkortningen IAEA SSG-25.

IAEA har i standarden SSG-25 motiverat behovet av helhetsbedömning i förhållande till sådana analyser och värderingar som görs mer fortlöpande eller på förekommen anledning. De senare värderingarna tar enligt IAEA vanligen inte full hänsyn till förbättringar av standarder inom strålskydd eller fysiskt skydd och driftsrutiner, kumulativa effekter av kärnkraftsreaktorns åldrande, kumulativa effekter av ändringar i konstruktion, driftsätt eller organisatoriska ändringar, återkoppling av driftserfarenheter och utvecklingen inom

vetenskap och teknik. Vanligen ingår inte heller en analys av planerad framtida verksamhet. IAEA lyfter därför fram att helhetsbedömningen är ett effektivt sätt för tillståndshavaren att få en helhetsbild av reaktorns *safety* (som inkluderar både *nuclear safety* och *radiation protection*), kvaliteten på säkerhetsdokumentationen, och för att bestämma rimliga och praktiska ändringar som behövs för att upprätthålla och förbättra säkerheten. För att fylla detta syfte behöver helhetsbedömningen enligt IAEA även identifiera de strukturer, system och komponenter som kan sätta en gräns för fortsatt drift för att därigenom kunna planera åtgärder och för att bestämma tidpunkt för kommande framtida helhetsbedömning.

I EU-2014/87/Euratom ställs krav dels i artikel 8c b på att medlemsländernas nationella regelverk ska säkerställa att förnyade systematiska säkerhetsvärderingar görs regelbundet, åtminstone vart tionde år, dels i artikel 8a 2 b på att dessa värderingar ska göras mot målen angivna i artikel 8c b för att identifiera och genomföra rimliga förbättringar i befintliga kärnkraftsreaktorer. WENRA har tagit fram rekommendationer för medlemsländernas tillämpning av denna del av direktivbestämmelserna, se WENRA:s TIRP.

Som en följd av det ändrade kärnsäkerhetsdirektivet (EU-2014/87/Euratom) har bl.a. kraven med anknytning till helhetsbedömning förtydligats och utvecklats i 10 a § genom ändringar av kärntekniklagen år 2017. Här ställs krav på att den som har tillstånd att inneha eller driva en kärnteknisk anläggning minst vart tionde år ska göra en ny systematisk helhetsbedömning av säkerheten och strålskyddet och hur dessa uppfyller kraven enligt denna lag, strålskyddslagen och miljöbalken och enligt föreskrifter och beslut som har meddelats med stöd av dessa lagar. Enligt författningskommentaren till paragrafen, se regeringens proposition om ökad säkerhet från den 16 mars 2017 (2016/17:157, s. 37), är syftet dels att ge en samlad bild av säkerheten och strålskyddet i ljuset av ny kunskap och vunna erfarenheter samt påverkan av driftförhållanden och anläggningens ålder, dels att leda till ett ställningstagande till behovet av rimliga och praktiskt möjliga ytterligare förbättringar av säkerheten och strålskyddet. Av 10 a § följer också att anläggningen och verksamheten vid tidpunkten för helhetsbedömningen ska värderas med hänsyn till de faktorer som anges i 10 § första stycket 1 i syfte att identifiera behov av ytterligare förbättringar – utöver det som fortlöpande har identifierats enligt 10 § – och som behöver åtgärdas för att säkerheten och strålskyddet ska kunna upprätthållas och förbättras. Här kan noteras att via 4 § kärntekniklagen innebär detta att även fysiskt skydd ingår i denna helhetsbedömning.

I dessa föreskrifter har Strålsäkerhetsmyndigheten med utgångspunkt i författningskommentarerna i propositionerna 2009/10:172 och 2016/17:157 samt synen internationellt valt att precisera lagkravet genom att ange vilka områden som en helhetsbedömning ska omfatta och i vilka avseenden värderingarna ska göras för att uppfylla syftet att dels ge en samlad bild av säkerheten och strålskyddet i ljuset av ny kunskap och vunna erfarenheter samt påverkan av driftförhållanden och anläggningens ålder, dels leda till ett ställningstagande till behovet av rimliga och praktiskt möjliga ytterligare förbättringar av säkerheten och strålskyddet.

Begreppet *reassessment* i den engelska versionen av det ändrade kärnsäkerhetsdirektivet (EU-2014/87/Euratom) har översatts med ”en ny systematisk helhetsbedömning” i kärntekniklagen. I dessa föreskrifter används emellertid ”förnyad värdering” som enligt författningskommentarerna till paragraf 10 a §, se regeringens proposition (2016/17:157, s. 37), är vad som bl.a. avses med ”systematisk helhetsbedömning”.

### **Syftet med helhetsbedömningen**

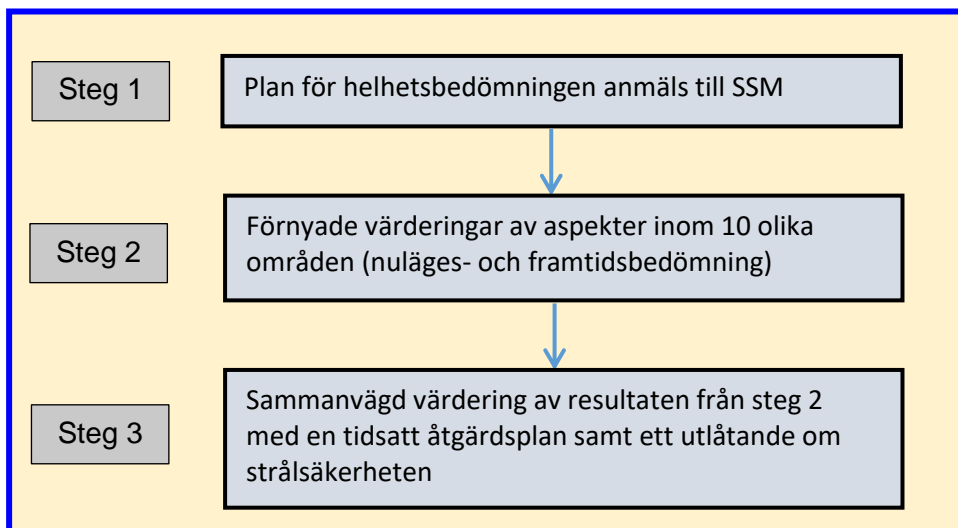
Syftet med en helhetsbedömning är att tillståndshavaren förnyat värderar om tillräcklig strålsäkerhet upprätthålls samt tar ställning till förutsättningarna för att strålsäkerheten kan upprätthållas samt hur den kan förbättras under tidsperioden fram till nästa helhetsbedömning, eller fram till den tidpunkt när allt kärnämne har avlägsnats från kärnkraftsreaktor. Den senare tidpunkten är en tolkning av formuleringen i lagen, ” (...) samt vid behov, till dess att anläggningen har avvecklats”.

Enligt IAEA är helhetsbedömningen ett sätt för tillståndshavaren att avgöra vilka ytterligare möjliga ändringar som är rimliga att genomföra för att upprätthålla och förbättra kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet utöver vad som identifieras vid fortlöpande värderingar. Detta synsätt lyfts även fram i regeringens proposition (2016/17:157, s. 37).

Strålsäkerhetsmyndigheten ansluter sig till internationella rekommendationer, WENRA:s LTO, IAEA:s SSG-25, samt NEA/CNRA, i att helhetsbedömningar (PSR) utgör grund för ställningstagande till fortsatt drift av kärnkraftsreaktorer. Då tillstånd att driva kärnkraftsreaktorer i Sverige är utfärdade som s.k. gynnande tillstånd, dvs. tillstånd utan en tidsgräns, kopplas inte helhetsbedömningen till förlängningen av drifttillstånd eller till tillstånd för att övergå till drift efter viss tid, exempelvis 40 år. I en utredning (SSM2016-1287-2) når Strålsäkerhetsmyndigheten slutsatsen att det som internationellt kallas ett ”ställningstagande till långtidsdrift av kärnkraftsreaktor” i det svenska sammanhanget bör omformuleras till att Strålsäkerhetsmyndigheten vid alla helhetsbedömningar ska ”ta ställning till fortsatt drift av kärnkraftsreaktor”. Skälet till detta är att tillståndshavaren vid alla tidpunkter ska ha en säker anläggning, där det är särskilt viktigt att ha en ändamålsenlig organisation med rätt kompetens och bra bemanning, aktuella värderingar av strålsäkerheten samt ett implementerat åldringshanteringsprogram. Med tillståndshavarens helhetsbedömning inklusive åtgärdsplan som grund tar Strålsäkerhetsmyndigheten ställning till fortsatt drift av reaktor fram till nästa helhetsbedömning eller till planerad avveckling samt eventuella villkor för detta.

### Process för arbetet med helhetsbedömningen

För att harmonisera med IAEA följer arbetet med helhetsbedömningen huvuddragen i IAEA:s SSG-25. Genom att införa denna koppling underlättas utbyte av erfarenheter internationellt. Figur 8.1 visar processen för helhetsbedömning med tre steg. Issue P i WENRA:s SRL som berör helhetsbedömning är harmoniserade med IAEA:s SSG-25.



**Figur 8.1:** Den övergripande processen för hur arbetet med helhetsbedömning genomförs med inspiration hämtad från IAEA:s SSG-25. Stegen följer i huvudsak SSG-25 och beskrivs vidare i bestämmelserna nedan.

Första steget är att ta fram en plan för helhetsbedömningen. Andra steget är att genomföra värdering av de specificerade aspekterna inom tio utvalda områden enligt bilaga 3 i syfte att identifiera styrkor, svagheter och förbättringsbehov av strålsäkerheten i ljuset av ny kunskap och vunna erfarenheter samt påverkan av driftförhållanden och kärnkraftsreaktorns ålder. Det tredje steget handlar om att väga samman resultaten från områdesvisa värderingar, identifiera åtgärder, samt prioritera och dokumentera dessa i en tidsatt åtgärdsplan. Redovisningen av steg 2 och steg 3 lämnas till Strålsäkerhetsmyndigheten i enlighet med den tidpunkt som framgår av aktuellt beslut för respektive reaktor.

## Val av områden för helhetsbedömningen

För helhetsbedömningen har områden valts utgående från Strålsäkerhetsmyndighetens erfarenheter av att för olika syften tillämpa de 17 områden som nämndes som exempel på områden som kunde tillämpas vid förnyade värderingar enligt 10 a § kärntekniklagen enligt allmänna råd 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och med beaktande av IAEA:s 14 områden i SSG-25. Tio stycken områden har valts med målet att återspegla de nu gällande föreskrifternas sätt att samlat reglera krav på strålsäkerhet. Områdenas innehåll har inriktats mot aspekter som inte fullt ut fångas i de värderingar som enligt 2 kap. 20 § SSMFS-D och som följd av 10 § 1 kärntekniklagen ska göras fortlöpande, eller på förekommen anledning men som är relevanta för att få en samlad bild av att författningskrav på strålsäkerhet uppfylls för den kärntekniska verksamheten som bedrivs vid en kärnkraftsreaktor i ljuset av ny kunskap och vunna erfarenheter samt påverkan av driftsförhållanden och anläggningens ålder.

I IAEA:s SSG-25 används *safety factors* för att ange de områden som ska värderas. IAEA:s SSG-25 har 14 olika *safety factors* fördelade efter om de kopplar till kärnkraftreaktorns konstruktion (*design*) eller till dess drift (*operation*). WENRA har i Issue P2.2 angett att helhetsbedömningen som minst ska täcka IAEA:s 14 områden. Å andra sidan ger IAEA:s SSG-25 varje land möjlighet att göra en egen anpassning av områden för helhetsbedömningen.

IAEA:s SSG-25 har ingen separat *safety factor* för *radiation protection* och motiverar att detta ingår i övriga *safety factors*. IAEA anger dock (se SSG 25 avsnitt 5.2) att det är upp till utföraren av helhetsbedömningen att välja om det ska vara ett separat område eller inte. Strålsäkerhetsmyndigheten har valt att både låta *radiation protection* ingå i andra områden, exempelvis som del i kärnkraftsreaktorns konstruktion (område 1) samt organisation, ledning och styrning (område 6), och att samtidigt skapa två separata områden för skydd av arbetstagare, allmänhet och miljön - område 7 och område 8. Fokus för dessa två områden är specifika aspekter som inte fångas av andra områden och som är relevanta att göra en förnyad värdering av på 10 års sikt.

Strålsäkerheten vid hantering av kärnkraftreaktorns avfall kan på samma sätt ingå i vissa andra områden. Men värdering av att avfallet har egenskaper anpassade till fortsatt hantering och att de upprätthålls i hela hanteringskedjan till och med slutförvaring behandlas i ett separat område, se område 10. Strålsäkerhetsmyndigheten vill med detta exemplifiera att ett verksamhetsområde kan behöva värderas ur flera aspekter och inom sin särart för att ge en komplett bild vid en helhetsbedömning. IAEA:s SSG-25 har heller ingen separat säkerhetsfaktor för fysiskt skydd, bl.a. på grund av att ämnet är känsligt och behöver behandlas med sekretess. Strålsäkerhetsmyndigheten och tillståndshavarna har tidigare lyckats hantera en reglering inom detta område i samband med helhetsbedömningar och anser därmed att det fortsatt kan hanteras och att kravet på sekretess kan uppfyllas.

I tabell 8.1 visas kopplingen mellan nuvarande områden, tidigare områden i SSMFS 2008:1 och IAEA:s *safety factors*. Man kan notera att vissa områden i SSMFS 2008:1 som t.ex. Driftverksamheten (4), Hård- och bränslefrågor (5), PSG och FSG (8), och Hantering och förvaring av anläggningsdokumentation (13) inte tilldelats separata områden men vissa aspekter finns med i område 6 om organisation, ledning och styrning. Vidare ingår aspekter avseende Driftverksamheten (4) i områdena 2, 5, 6 och 9. Bestämmelser kring det som tidigare kallades Säkerhetsprogram (12) har förtydligats och ingår numera i SSMFS-D se 2 kap. 20 §. Vissa av områdena är inte nödvändigtvis fristående från andra, och resultat från värdering av ett område kan utgöra underlag till ett annat område. Genom att i områdena i bilaga 3 ange *som minst ska värderas* öppnas möjligheten att vid behov värdera fler aspekter än de som angivits.

Tabell 8.1: Övergripande koppling mellan nuvarande områden, tidigare områden i SSMFS 2008:1 och IAEA:s *safety factors*. Med nuvarande områden menas de områden som fastställts i dessa föreskrifter.

Nuvarande områden		Områden enligt allmänna råd i SSMFS 2008:1		Safety factor IAEA SSG-25	
1	Kärnkraftsreaktorns konstruktion	1 5	Konstruktion och utförande av anläggningen Härd- och bränslefrågor	1 8 12	Plant design Safety performance Human factors
2	Hantering av åldringsrelaterade försämringar	4 5 7	Driftverksamhet Härd- och bränslefrågor Underhåll, material- och kontrollfrågor med särskilt beaktande av degradering p.g.a. åldring	2 3 4 8 11	Actual conditions of SSCs Equipment qualification Ageing Safety Performance Procedures
3	Värderingar med deterministiska metoder	5 11	Härd- och bränslefrågor Säkerhetsanalyser och säkerhetsredovisning	5 7	Deterministic safety analysis Hazard analysis
4	Värderingar med probabilistiska säkerhetsanalyser	11	Säkerhetsanalyser och säkerhetsredovisning	6 7	Probabilistic safety analysis Hazard analysis
5	Utredning av inträffade händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten och rutiner för erfarenhetsåterföring	4 9	Driftverksamhet Utredning av händelser, erfarenhetsåterföring samt extern rapportering	8 9	Safety performance Use of experience from other plants and research findings
6	Organisation, ledning och styrning av verksamheten inklusive säkerhetskultur, kompetens och bemanning	2 3 4 5 8 11 13 15	Ledning, styrning och organisation Kompetens och bemanning Driftverksamhet Härd- och bränslefrågor PSG och FSG Säkerhetsanalyser och säkerhetsredovisning Anläggningsdokumentation Kärnämneskontroll, exportkontroll och transportsäkerhet	10 11 12	Organization, the management system and safety culture Procedures Human factors
7	Skydd av arbetstagare mot exponering för joniserande strålning	16	Strålskydd inom anläggningen	8 11	Safety performance Procedures
8	Skydd av allmänhet och miljö mot exponering för joniserande strålning	17	Utsläpp av radioaktiva ämnen till miljön	8 14	Safety performance Radiological impact on the environment
9	Hantering och samordning vid inträffade händelser och förhållanden	4 6 10	Driftverksamhet Beredskap för haverier Fysiskt skydd	7 13	Hazard analysis Emergency planning
10	Kärnämne och kärnavfall samt förberedelser inför avveckling	14	Hantering av kärnämne och kärnavfall	8	Safety performance

## 8 kap. 1 § Plan för helhetsbedömningen

**1 §** Inför en sådan helhetsbedömning som avses i 10 a § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet, ska en plan tas fram som innehåller en beskrivning av

1. omfattningen och tidsperioden,
2. tidplanen för ingående aktiviteter,

3. hur helhetsbedömningen kommer att genomföras,
4. redovisningens struktur och innehåll i olika delar,
5. den kvalitetssäkring som kommer att genomföras av helhetsbedömningen, och
6. övrigt som har betydelse för planeringen och genomförandet av helhetsbedömningen.

Planen för helhetsbedömningen ska anmälas till Strålsäkerhetsmyndigheten med tillämpning av bilaga 4 innan den får tillämpas.

Vid sådana avvikelser eller ändringar i förhållande till anmäld plan, som kan påverka helhetsbedömningens resultat, ska Strålsäkerhetsmyndigheten informeras genom en komplettering av den anmälan som har gjorts enligt andra stycket.

### Syfte

Syftet med planen är att Strålsäkerhetsmyndigheten ska kunna ta ställning till om tillståndshavarens arbete med att genomföra helhetsbedömningen har förutsättningar att uppfylla kraven på vad en helhetsbedömning ska resultera i.

### Tillämpning av bestämmelsen

Av 10 a § kärntekniklagen framgår att det minst var tionde år ska göras en ny systematisk helhetsbedömning av säkerheten och strålskyddet. Av 20 b § kärnteknikförordningen (1984:14) framgår att Strålsäkerhetsmyndigheten prövar frågor om helhetsbedömning av en kärnteknisk anläggnings säkerhet och strålskydd enligt 10 a § kärntekniklagen och att Strålsäkerhetsmyndigheten får meddela föreskrifter om eller i det enskilda fallet besluta om tidpunkten för och innehållet i en sådan helhetsbedömning. Vidare framgår att strålsäkerhetsmyndigheten får meddela föreskrifter om undantag eller i det enskilda fallet ge dispens från kraven på en helhetsbedömning. Sådana undantag och dispenser får endast avse kärntekniska anläggningar där den risks oms är förenad med anläggningarna är liten. Erfarenheterna visar att det ofta kan ta upp till två år att ta fram en helhetsbedömning. Det kan därför vara lämpligt att framtidsbedömningen omfattar 12 år räknat från tidpunkten då arbetet inleddes.

Med *omfattningen* i punkt 1 avses bl.a. vilka organisationsdelar och strukturer, system och komponenter (exempelvis vad gäller delar som är gemensamma för förläggningsplatsen) som analyseras och om helhetsbedömningen är tänkt att ha någon särskild inriktning utöver de ställda kraven.

Med *tidsperioden* avses bl.a. vilken/-a tidpunkter som utgör "nuläge" samt vilken/-a tidsperioder som ingår i "framtidsbedömning" då förnyade värderingar enligt 8 kap. 2 § genomförs.

Med *kommer att genomföras* i punkt 3 avses en beskrivning av den tillvägagångssätt som kommer att användas t.ex. för hur bedömningen kommer att göras med hänsyn till utvecklingen inom vetenskap och teknik samt hur organisationen planerar att omhänderta och förankra de förbättringsförslag och åtgärder som identifieras.

Med *den kvalitetssäkring som kommer att genomföras* i punkt 5 avses förutom hur själva kvalitetssäkringen går till, även hur resultatet förankras i organisationen samt eventuella avgränsningar som kommer att göras med hänsyn till att helhetsbedömningen i sig är en form av egenkontroll. Exempelvis kan ingå att beskriva i vilken utsträckning eventuell strålsäkerhetsgranskning kommer att genomföras.

Med *övrigt som har betydelse* i punkt 6 avses exempelvis redan identifierade större analysarbeten som behöver genomföras och hur dessa kommer att behandlas i helhetsbedömningen.



Med andra stycket avses att understryka vikten av att planen för helhetsbedömningen tas fram så att Strålsäkerhetsmyndigheten ges tid att stämma av planen för att bl.a. bedöma om tillståndshavaren har förutsättningar att presentera en helhetsbedömning med tillräcklig omfattning. Därmed säkerställs att både tillståndshavaren och myndigheten har samma förväntningar på helhetsbedömningen vad gäller tidsplan, omfattning, planerat tillvägagångssätt, etc. Planen för helhetsbedömningen ligger också till grund för myndighetens eventuella ställningstaganden om vilka dialoger, tillsynsåtgärder eller annan kommunikation som kan behövas för att följa arbetet med att planera och genomföra helhetsbedömningen fram till dess att den redovisas till myndigheten. En källa till inspiration för utformning av plan för helhetsbedömning enligt bestämmelsen är IAEA:s SSG-25.

Med tredje stycket avses sådana avvikelser eller ändringar som på ett avgörande sätt förändrar den anmälda planen, hur arbetet genomförs och då resultatet kan påverkas.

### **Bakgrund och överväganden**

Krav på plan för helhetsbedömningen har inte funnits i tidigare föreskrifter. Kravet är dock centralt i den process som IAEA:s SSG-25 har utvecklat. Syftet med planen är att uppnå en överenskommelse mellan tillståndshavare och myndighet kring omfattning och inriktning av den planerade helhetsbedömningen. På detta sätt kan missförstånd undvikas och en överenskommelse kan nås vad gäller omfattning, djup och avgränsningar. Denna bestämmelse knyter även an till Issue P2.2, P3.1 och P3.2 i WENRA SRL som anger att den metod med vilken helhetsbedömningen ska genomföras ska dokumenteras tillsammans med motiv till helhetsbedömningens innehåll.

Enligt IAEA:s SSG-25 är det lämpligt att planen för helhetsbedömningen tas fram i dialog mellan tillståndshavaren och myndigheten. IAEA bedömer också att det är lämpligt att diskutera innehållet i helhetsbedömningen. Strålsäkerhetsmyndigheten ansluter sig till IAEA:s föreslagna process och anser att föreslagen dialog kan ske vid behov under bestämmelsens punkt 1.

WENRA förordar att anläggningar på samma förläggingsplats analyseras samtidigt medan IAEA inte förordar något bestämt alternativ. Valet om gemensam helhetsbedömning för förläggingsplatsen respektive gemensam helhetsbedömning för kärnkraftsreaktorer med samma grundkonstruktion på samma förläggingsplats framgår av det beslut som Strålsäkerhetsmyndigheten meddelar om helhetsbedömning. För sådana delar som är gemensamma för fler kärnkraftsreaktorer eller kärntekniska anläggningar t.ex. verksamhetsbeskrivningar (underhåll- och strålskyddsverksamhet, etc.) och delade system (värmesänka, yttre nät, avfallssystem, etc.), kan redovisningen bygga vidare på senast gjorda helhetsbedömning vid samma förläggingsplats vilket därmed betyder att dessa delar ses över oftare än vart tionde år. Redovisningen av påverkan från annan närliggande verksamhet i helhetsbedömning är specifik för varje kärnkraftsreaktor men innehåller gemensamma delar som man kan bygga vidare på för kommande helhetsbedömning. Av planen kommer då även att framgå hur funktioner och verksamhet som är gemensamma för hela förläggingsplatsen kommer att hanteras.

Helhetsbedömningen förväntas även engagera organisationsdelen där fristående säkerhetsgranskning genomförs. Detta skulle kunna medföra att den fristående säkerhetsgranskningens oberoende ställning kan ifrågasättas med hänsyn till inblandning och eget intresse i den helhetsbedömning som granskas. Hur eventuell strålsäkerhetsgranskning och annan kvalitetssäkring av helhetsbedömningen kommer att lösas är därför något som enligt 8 kap. 1 § punkt 5 behöver framgå av planen.

Innehållet i bestämmelsen har reglerats i de beslut Strålsäkerhetsmyndigheten fattat avseende helhetsbedömningar sedan 2015, se exempelvis besluten SSM2012-1889-18, SSM2015-2424-32 och SSM2017-180-34.

Bestämmelsen utgör första steget i arbetet med att genomföra en helhetsbedömning, se figur 8.1.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- avsnitt 4.5, 4.6 och appendix II i IAEA:s SSG-25,
- delar av Issue P2.2 i WENRA SRL som anger att *The scope of the review shall be clearly defined and justified...*,
- Issue P3.1 i WENRA SRL som anger att *"The review shall use an up to date, systematic, and documented methodology ..."*, och
- Issue P3.2 I WENRA SRL som anger metod för hur helhetsbedömningen ska genomföras och resultaten omhändertas.

### 8 kap. 2 § Förnyade värderingar av aspekter inom olika områden

**2 §** I en sådan helhetsbedömning som avses i 10 a § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet ska en förnyad värdering i syfte att identifiera styrkor, svagheter och behov av förbättringar göras av om specificerade aspekter inom de områden som framgår av bilaga 3 fortfarande är

1. aktuella,
2. tillräckliga,
3. giltiga,
4. heltäckande, och
5. ändamålsenliga.

För att identifiera behovet av framtida ytterligare förbättringar ska, med utgångspunkt från nutidsvärderingen i första stycket, de förändringar som har betydelse för strålsäkerheten och som kan förväntas inträffa under den tidsperiod som helhetsbedömningen omfattar värderas.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att förtydliga bestämmelsen i 10 a § kärntekniklagen genom att göra en förnyad värdering av specificerade aspekter inom de områden som framgår av bilaga 3.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med första stycket avses en förnyad värdering av specificerade aspekter inom de områden som framgår av bilaga 3 i ljuset av ny kunskap och vunna erfarenheter samt påverkan av driftförhållanden och kärnkraftsreaktorns ålder enligt 10 § 1 kärntekniklagen. Denna värdering beskriver läget vid frys-datum för helhetsbedömningen, en s.k. nulägesvärdering.

Med andra stycket avses en värdering av om området kan bibehålla en acceptabel nivå av strålsäkerhet och om möjligt förbättra denna till slutet av tidsperioden som helhetsbedömningen omfattar, en s.k. framtidsvärdering. En sådan värdering är enbart möjlig att genomföra om den tar avstamp i ett givet nuläge. Detta nuläge är resultatet av värderingen som görs enligt första stycket för respektive område enligt bilaga 3. Av den anledningen anges i bestämmelsen att framtidsvärderingen ska innehålla en redovisning av hur resultatet av nulägesvärderingen kan upprätthållas och förbättras under den tidsperiod som framgår av planen i 8 kap. 1 § 1. Framtidsvärderingen innehåller en värdering av förändringar med betydelse för strålsäkerheten som kan förväntas inträffa, exempelvis

effekter av ytterligare drifttid, nya kunskaper och erfarenheter, för respektive område enligt bilaga 3.

Resultatet av nuläges- och framtidsvärderingarna är identifierade styrkor, svagheter och förbättringsbehov. Hur dessa hanteras framgår av 8 kap. 4 § om Plan med prioriterade förbättringar och åtgärder.

Med *aktuell* avses exempelvis en omprövning av tidigare slutsatser baserat på erfarenheter och utveckling som skett inom olika områden, exempelvis strålsäkerhetsrapportens innehåll. Det kan också handla om att värdera huruvida de förutsättningar och antaganden som tidigare har gjorts i syfte att uppfylla kraven på strålsäkerhet fortfarande är *aktuella*, eller om t.ex. ny kunskap eller utveckling inom vetenskap och teknik medför att de kan ifrågasättas. I detta ingår att förnyat värdera de antaganden, förutsättningar, verifikat, processer, rutiner och övrigt tekniskt och organisatoriskt underlag som legat till grund i befintlig redovisning av hur kraven på strålsäkerhet uppfylls i tillämplig omfattning.

Med *tillräcklig* avses exempelvis en värdering av om organisationen ges (tillräckliga) förutsättningar att bedriva den verksamhet som behövs för att upprätthålla strålsäkerheten under drift av kärnkraftsreaktorn. Vid värdering av verksamheter är det ofta relevant att värdera aspekterna med avseende på ändamålsenlighet och tillräcklighet, medan det för konstruktion och dess verifiering ofta är relevant att värdera aspekterna mot aktualitet och giltighet.

Med *giltig* avses exempelvis en omprövning av bl.a. konstruktioners utformning, resultat av värderingar med deterministiska eller probabilistiska metoder osv.

Med *ändamålsenlig* avses exempelvis att de olika aspekterna är anpassade och tillämpbara så att de på ett tillräckligt sätt bidrar till att upprätthålla strålsäkerheten under drift av kärnkraftsreaktorn.

Av första stycket framgår vilka områden i bilaga 3 som redovisningen omfattar. Det betyder inte nödvändigtvis att de angivna områdena behöver motsvaras av rubriker i redovisningen. Om tillståndshavaren önskar en annan uppdelning av redovisningen, kommer detta att framgå av planen enligt 8 kap. 1 § med de motiv som visar att syftet med helhetsbedömningen ändå kommer att uppnås.

Bland erfarenheter och kunskaper som det enligt 10 a § kärntekniklagen är av extra stor vikt att belysa är den tid som kärnkraftsreaktorn har varit i drift och den påverkan detta har haft på kärnkraftsreaktorns konstruktion och drift (10 § 1 b kärntekniklagen). En viktig aspekt att beakta då anläggningar blir äldre är s.k. konceptuell åldring (eng. *obsolescence*). Konceptuell åldring kan delvis hanteras genom att organisationen arbetar med bevakning av bl.a. de standarder som låg till grund för konstruktion och utformning av anläggningens strukturer, system och komponenter. Det möjliggör att dessa standarder kan aktualitetsgranskas och värderas mot utvecklingen inom vetenskap och teknik samt att information om tillgången till reservdelar och ersättningskomponenter kan spridas inom organisationen.

Bestämmelsen utgör andra steget i arbetet med att genomföra en helhetsbedömning, se figur 8.1. Ytterligare inspiration kan hämtas från IAEA:s SSG-25.

### **Bakgrund och överväganden**

Krav på helhetsbedömning har tidigare funnits i 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd där de 17 områdena som kunde värderas framgår. Som framgår av inledningen till kapitlet har de nya områdena valts så att de i huvudsak speglar de nya föreskrifternas samreglering av strålsäkerhet och där antalet har landat på 10 stycken. Områdenas innehåll har inriktats mot aspekter som är relevanta för att få en samlad bild av kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet i ljuset av ny kunskap och vunna erfarenheter samt påverkan av driftförhållanden och anläggningens ålder. Dessa aspekter fångas normalt inte fullt ut i de säkerhetsvärderingar som görs fortlöpande, enligt 10 § 1 kärntekniklagen, eller

på förekommen anledning men är relevanta att värdera ur andra perspektiv i samband med helhetsbedömningen. För verksamheter är det ofta aspekternas ändamålsenlighet och tillräcklighet som värderas medan det för konstruktionen och verifiering av denna oftast är aspekterna aktualitet och giltighet som värderas. Detta ger ett mervärde och fungerar som komplement till den fortlöpande värderingen i 2 kap. 20 § SSMFS-D.

I IAEA:s SSG-25 används begreppet *safety factors* för att ange de områden som ska värderas. IAEA:s SSG-25 har 14 olika områden fördelade efter om de kopplar till kärnkraftreaktorns konstruktion eller till dess verksamhet. WENRA, däremot, har i Issue P2.2 angivit att som minst IAEA:s 14 områden ska täckas av helhetsbedömningen. Å andra sidan ger IAEA:s SSG-25 varje land möjlighet att göra en egen anpassning av områden för helhetsbedömningen och Strålsäkerhetsmyndigheten bedömer att dessa omfattas av de tio områden som är angivna i bilaga 3. Vidare framgår i bilagan till IAEA:s SSG-25 ett antal typiska aspekter som förnyat behöver värderas, samt exempel på vad resultatet av dessa värderingar kan medföra för behov av förbättringar. Strålsäkerhetsmyndigheten har i den bestämmelsen använt sig av en generisk skrivelse som omhändertar detta, genom att för respektive område med tillhörande aspekter angivna i bilaga 3 så ska dessa förnyat värderas med avseende på om de är fortsatt aktuella, tillräckliga, giltiga, heltäckande eller ändamålsenliga.

Issue P1.1 i WENRA SRL anger att tillståndshavaren är ansvarig för genomförande av en helhetsbedömning. Issue P1.2 i WENRA SRL anger vidare att helhetsbedömningen ska "...confirm the compliance of the plant with its licensing basis..." vilket beaktas i föreliggande bestämmelse genom att ange aspekter för respektive område vilka enligt bilaga 3 förnyat ska värderas avseende aktualitet, tillräcklighet, giltighet, om de är heltäckande eller ändamålsenliga med särskilt beaktande av de fyra punkterna i 10 § 1 a-d. Vidare framgår av Issue P1.3 i WENRA SRL att helhetsbedömningen ska "...identify and evaluate the safety significance of deviations..." vilket föreliggande bestämmelse beaktar genom att värderingarna genomförs för att identifiera styrkor, svagheter och behov av förbättringar både i nuläges- som i framtidsvärderingen.

Av WENRA:s TIRP framgår att i helhetsbedömningen beakta utvecklingen inom vetenskap och teknik och att implementera moderna standarder och praxis, kan vara tillräckligt för att visa vad som kan anses vara möjligt och rimligt (eng. *reasonably practicable*). Vidare framgår att denna förnyade värdering av moderna standarder och praxis är del i värderingen mot säkerhetsmålen angivna i artikel 8a 2 b i EU-2014/87/Euratom för att identifiera och genomföra rimliga säkerhetsförbättringar i befintliga kärnkraftsreaktorer.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Bestämmelsen är en precisering av 10 a § kärntekniklagen och genomför delvis artikel 8c b i EU-2014/87/Euratom avseende att medlemsländernas nationella regelverk ska säkerställa att förnyade systematiska säkerhetsvärderingar görs regelbundet, åtminstone vart tionde år, dels i artikel 8a 2 b på att dessa värderingar ska göras mot säkerhetsmålen angivna i artikel 8c b för att identifiera och genomföra rimliga säkerhetsförbättringar i befintliga kärnkraftsreaktorer.

Vid utformning av bestämmelsen har även följande beaktats:

- Issue P1.1 i WENRA:s SRL avseende ansvaret för genomförande av en helhetsbedömning,
- Issue P1.2 i WENRA:s SRL avseende de delar som anger att helhetsbedömningen ska "...confirm the compliance of the plant with its licensing basis...",

- Issue P1.3 i WENRA:s SRL att helhetsbedömningen ska ”...*identify and evaluate the safety significance of deviations*...”,
- Issue P2.2 i WENRA:s SRL avseende de *safety factors* helhetsbedömning minst ska omfatta, och
- IAEA:s SSG-25 avseende områden och aspekter som värderas i helhetsbedömningen.

### 8 kap. 3 § Sammanvägning av områdesvisa värderingar

**3 §** Värderingarna enligt 2 § ska vägas samman för att identifiera eventuella kombinerade effekter och därmed ytterligare behov av förbättringar.

Sammanvägningen enligt första stycket ska beakta planerade och påbörjade åtgärder i verksamhet eller konstruktion som har betydelse för strålsäkerheten och som har initierats i andra sammanhang än i anslutning till helhetsbedömningen.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att skapa en aggregerad, övergripande bild av strålsäkerheten vid en kärnkraftsreaktor och därigenom skapa förutsättningar för att kunna identifiera ytterligare behov av förbättringar.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Värderingen inom enskilda områden i första stycket behandlar både identifierade styrkor och svagheter. Den sammanvägning som nämns i första stycket kan innehålla en analys av hur de styrkor och svagheter som identifierats i värdering av nuläge och framtid kan samverka och påverka varandra eller påverka identifierade förbättringar inom respektive område. Det kan också innebära att nya möjliga förbättringar identifieras. Även styrkor som identifieras kan leda till att förbättringar kan identifieras, t.ex. kan ett framgångsrikt arbetssätt inom ett visst verksamhetsområde vara en styrka som organisationen besitter som kan synliggöras och implementeras inom andra verksamhetsområde.

Av andra stycket framgår även att ändringar som planerats eller påbörjats i andra sammanhang än i helhetsbedömningen ska ingå. Detta avser ändringar av konstruktion, driftsätt eller organisatoriska ändringar (se 5 kap. SSMFS-K samt 2 kap. och 5 kap. SSMFS-D) som redan är påbörjade och anmälda till Strålsäkerhetsmyndigheten. Avsikten är att i helhetsbedömningen visa på en så fullständig bild som möjligt av de förbättringar som vidtas i syfte att bibehålla eller öka strålsäkerheten. För dessa förbättringar är det tillräckligt med en kort beskrivning av exempelvis utformning, omfattning, syfte och mål som kan läsas fristående samt referenser till information som redan är anmäld till Strålsäkerhetsmyndigheten.

Identifierade förbättringar som kräver omedelbar hantering genomförs oberoende av om den förnyade värderingen har färdigställts, i enlighet med 2 kap. 15-18 §§ SSMFS-D om hantering av brister.

Bestämmelsen utgör del av tredje steget i arbetet med att genomföra en helhetsbedömning, se figur 8.1.

Vid tillämpning av bestämmelsen kan stöd hämtas från IAEA:s SSG-25, bl.a. i avsnitt 4.22 och kapitel 6 om *Global Assessment Report*.

#### Bakgrund och överväganden

Krav på sammanvägning av områdesvisa värderingar har inte funnits i tidigare föreskrifter utan är en följd av harmonisering med IAEA:s SSG-25. För närmare beskrivning av IAEA:s SSG-25, se inledningen till kapitlet.

Bestämmelsen ansluter sig till Requirement 12 i IAEA:s SSR-2/2 (rev. 1) om *periodic safety review* där det bl.a. av avsnitt 4.44 framgår att kumulativa effekter av de områden som utvärderas ska beaktas.

Ett av syftena med ändringen i 10 a § kärntekniklagen framgår av förarbetena i regeringens proposition(2016/17:157, s. 37) och anger att helhetsbedömningen ska "...ge en samlad bild av säkerheten och strålskyddet...". IAEA:s SSG-25 förklarar i avsnitt 6 hur en *global assessment* kan genomföras för att åstadkomma en *samlad bild av säkerheten och strålskyddet*. Underlaget till denna sammantagna bild åstadkoms i föreliggande bestämmelse genom att de områdesvisa värderingarna vägs samman samt att även andra pågående och planerade ändringar beaktas. Detta är i enlighet med IAEA:s SSG-25 avsnitt 4.22 som anger att kombinerade effekter av värderingen av samtliga *safety factors* ska beaktas. Den sammantagna bilden av säkerheten och strålskyddet kompletteras sedan med de planerade och prioriterade förbättringarna och åtgärderna enligt 8 kap. 4 § och utgör grund till utlåtande om strålsäkerheten enligt 8 kap. 5 §.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Requirement 12 i IAEA:s SSR-2/2 (rev. 1) om *periodic safety review* och beaktandet av kumulativa effekter, och
- avsnitt 4.22 och kapitel 6 i IAEA:s SSG-25 om *global assessment* där det bl.a. framgår att kombinerade effekter från alla *safety factors* ska beaktas.

### 8 kap. 4 § Plan med förbättringar och åtgärder

**4 §** Efter att behovet av förbättringar har identifierats enligt 2 och 3 §§, ska en värdering göras av vilka förbättringar som är möjliga och rimliga att genomföra.

Förbättringarna och de åtgärder som vidtas för att uppnå dessa ska redovisas i en tidsatt plan för genomförande.

#### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att dokumentera kopplingen mellan de förbättringar som tillståndshavaren identifierat med de åtgärder som kommer att genomföras, samt hur dessa prioriteras, i en tidsatt plan.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen skiljer på *förbättringar* och *åtgärder*. Skälet för denna distinktion är att illustrera att det kan förutsätta flera åtgärder för att åstadkomma en viss förbättring och att denna koppling behöver vara tydlig i redovisningen.

Med *förbättringar* avses vilka förbättringar som ska åstadkommas i verksamheten. Av 2 kap. 1 § SSMFS-D följer att mål för verksamheten ska vara formulerade så att de kan utgöra grund för utvärdering av verksamheten.

Med andra stycket avses att både *förbättringarna* och *åtgärderna* prioriteras sinsemellan där det i båda fallen ingår att förtydliga vad som anses möjligt och rimligt att genomföra. Detta medför att även de förbättringar och åtgärder som inte anses möjliga och rimliga att genomföra redovisas.

Bestämmelsen ingår i steg 3 i arbetet med att genomföra en helhetsbedömning, se figur 8.1.

Vid tillämpning av bestämmelsen kan stöd hämtas från IAEA:s SSG-25, bl.a. i avsnitt 4.22 och kapitel 6 om *Global Assessment Report*.

### Bakgrund och överväganden

Kraven på plan med prioriterade förbättringar och åtgärder har inte funnits i tidigare föreskrifter utan är en följd av harmonisering med IAEA:s SSG-25. För närmare beskrivning av IAEA:s process för arbetet med helhetsbedömningen, se inledningen till kapitlet. Dock har det i allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 funnits skrivningar att en åtgärdsplan bör ingå i redovisningen och detta är sedan tidigare etablerad praxis.

Av Issue P1.2 i WENRA:s SRL framgår att *deviations shall be resolved* vilket den nu aktuella bestämmelsen utgår från då den anger att förbättringar som identifierats i de förnyade värderingarna samt i de sammanvägda värderingarna (2 § respektive 3 §) ska kopplas till åtgärder i en tidsatt plan för genomförande. Vidare framgår av Issue P1.4 i WENRA:s SRL att alla möjliga och rimliga åtgärder, som identifieras i helhetsbedömningen, ska implementeras. Mot bakgrund av de förnyade värderingar av aspekter inom olika områden och sammanvägningen av de områdesvisa värderingar så förs en argumentation kring de förbättringar och åtgärder som identifierats och huruvida det är möjligt och rimligt att genomföra dessa. WENRA TIRP anger att om förbättringar och åtgärder är möjliga och rimliga så ska de genomföras. Om däremot förbättringar och åtgärder anses omöjliga och orimliga så behöver skälen för detta tydligt redovisas, exempelvis att insatserna visas vara höga för att åstadkomma förbättringar och åtgärder med låg påverkan på strålsäkerheten.

Av WENRA:s TIRP framgår vidare att i helhetsbedömningen beakta utvecklingen inom vetenskap och teknik och att implementera moderna standarder och praxis, kan vara tillräckligt för att visa vad som kan anses vara möjligt och rimligt (eng. *reasonably practicable*). Vidare framgår att denna förnyade värdering av moderna standarder och praxis är del i värderingen mot säkerhetsmålen angivna i artikel 8b 2 b i EU-2014/87/Euratom för att identifiera och genomföra rimliga säkerhetsförbättringar i befintliga kärnkraftsreaktorer.

Även tidsaspekten är en viktig faktor att beakta för att åstadkomma möjliga och rimliga förbättringar och åtgärder. Exempelvis kan förbättringar av strålsäkerheten behövas inom ett visst område inom kort tid. Åtgärderna för att åstadkomma dessa förbättringar behöver då kunna implementeras tidigt, eller om det inte är möjligt, att kompensatoriska åtgärder vidtas tills de permanenta åtgärderna är implementerade. Issue P1.4 i WENRA:s SRL anger att åtgärder ska implementeras *in a timely manner*.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- avsnitt 4.22 och kapitel 6 i IAEA:s SSG-25 om *global assessment* där det bl.a. framgår att i den ska beaktas kombinerade effekter från alla *safety factors*,
- Requirement 12 i IAEA:s SSR-2/2 (rev. 1) om att implementera erforderliga åtgärder utifrån genomförd helhetsbedömning, och
- Issue P1.2 och P1.4 i WENRA:s SRL avseende att en tidsatt åtgärdsplan tas fram för att åtgärda brister och implementera säkerhetsförbättringar som identifierats vid värderingar.

### 8 kap. 5 § Utlåtande om strålsäkerheten

5 § Med utgångspunkt från de förnyade värderingarna av aspekter inom olika områden enligt 2 §, sammanvägningen av områdesvisa värderingar enligt 3 § och planen enligt 4 §, ska ett utlåtande tas fram om förutsättningarna för att upprätthålla och förbättra strålsäkerheten under den tidsperiod som helhetsbedömningen omfattar.

**Syfte**

Syftet med bestämmelsen är att med förnyade värderingar av aspekter inom olika områden, sammanvägningen av områdesvisa värderingar och de prioriterade förbättringarna i planen som grund göra ett utlåtande om kärnkraftsreaktorn har förutsättningar att drivas på ett strålsäkert sätt under tidsperioden som helhetsbedömningen omfattar.

**Tillämpning av bestämmelsen**

Bestämmelsen ingår i steg 3 i arbetet med att genomföra en helhetsbedömning, se figur 8.1.

Vid tillämpning av bestämmelsen kan stöd hämtas från IAEA:s SSG-25, bl.a. i avsnitt 4.22 och kapitel 6 om *Global Assessment Report*.

**Bakgrund och överväganden**

Kraven på utlåtande om strålsäkerheten har inte funnits i tidigare föreskrifter utan är en följd av harmonisering med IAEA:s SSG-25. För närmare beskrivning av IAEA:s process för arbetet med helhetsbedömningen, se inledningen till kapitlet.

Med resultatet av de förnyade värderingar av aspekter inom olika områden, sammanvägningen av områdesvisa värderingar och de prioriterade förbättringarna i planen som grund görs ett utlåtande om kärnkraftsreaktorn har förutsättningar att drivas på ett strålsäkert sätt under tidsperioden som helhetsbedömningen omfattar. I detta utlåtande redogörs om syftet med helhetsbedömningen är uppnått i det att tillräcklig strålsäkerhet upprätthålls samt hur den kan förbättras under tidsperioden helhetsbedömningen omfattar. Enligt IAEA är helhetsbedömningen ett sätt för tillståndshavaren att avgöra vilka ytterligare möjliga ändringar som är rimliga att genomföra för att upprätthålla och förbättra kärnkraftsreaktorns strålsäkerhet utöver vad som identifieras vid fortlöpande värderingar. Detta synsätt lyfts även fram i regeringens proposition (2016/17:157, s. 37) som låg till grund för 2017 års ändringar av kärntekniklagen.

Issue P1.1-5 i WENRA:s SRL anger *objective of the periodic safety report*, dvs. syftet med helhetsbedömningen. Av bl.a. Issue P1.5 framgår att för den tidsperiod helhetsbedömningen omfattar ska "...adequate confidence in plant safety for continued operation [be] demonstrated...". Vidare framgår att detta ska visas genom *An overall assessment* som beaktar resultatet av de förnyade värderingarna för respektive område, samt hur åtgärder och förbättringsbehov kommer att hanteras. Eftersom Strålsäkerhetsmyndigheten i dessa föreskrifter reglerar alla aspekter av strålsäkerhet har detta utökats till att även omfatta aspekter rörande skydd mot antagonistiska händelser och förhållanden varför begreppet *safety* i detta avseende har ersatts med strålsäkerhet. Föreliggande bestämmelse knyter an till Issue P1.5 i det att ett utlåtande om strålsäkerheten och förutsättningarna för fortsatt drift baseras på resultaten av de förnyade värderingarna, samt de åtgärder och säkerhetsförbättringar som är rimliga att genomföra.

**Äldre bestämmelser**

Kravet är nytt.

**Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- avsnitt 4.22 och kapitel 6 i IAEA:s SSG-25 om *Global Assessment Report*, och
- Issue P1.1-5 i WENRA:s SRL avseende på att ett av syftena med helhetsbedömningen är att visa *adequate confidence in plant safety for continued operation*.



## 8 kap. 6 § Helhetsbedömningens omfattning och redovisning till Strålsäkerhetsmyndigheten

**6 §** Redovisningen av helhetsbedömningen ska omfatta underlag enligt 2–5 §§ samt vara dokumenterad på ett systematiskt och överskådligt sätt.

### Syfte

Syftet med bestämmelsen är att tydliggöra vilket underlag som helhetsbedömningen omfattar.

### Tillämpning av bestämmelsen

Tidpunkten för redovisning till Strålsäkerhetsmyndigheten framgår av aktuellt beslut för respektive kärnkraftsreaktor.

### Bakgrund och överväganden

Av 20 b § kärnteknikförordningen (1984:14) framgår bl.a. att Strålsäkerhetsmyndigheten får i det enskilda fallet besluta om tidpunkten för och innehållet i en sådan helhetsbedömning. Vidare framgår att Strålsäkerhetsmyndigheten får i det enskilda fallet ge dispens från kraven på en helhetsbedömning. Sådana undantag och dispenser får endast avse kärntekniska anläggningar där den risk som är förenad med anläggningarna är liten.

Krav på helhetsbedömningens omfattning har funnits i allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 där det bl.a. angavs att helhetsbedömningen skulle vara dokumenterad på ett systematiskt och överskådligt sätt i en samlad rapport. Detta har lyfts upp till krav.

Vid utformning av bestämmelsen har Issue P2.1 i WENRA:s SRL beaktats med avseende på att helhetsbedömningen ska genomföras minst vart tionde år.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har Issue P2.1 i WENRA:s SRL beaktats.

## Kapitel 9. Dispens m.m.

### 9 kap. 1 § - Allmänt

**1 §** Strålsäkerhetsmyndigheten kan ge dispens från dessa föreskrifter om det finns särskilda skäl och om det kan ske utan att syftet med föreskrifterna åsidosätts.

#### Tillämpning av bestämmelsen

I bestämmelsen anges att Strålsäkerhetsmyndigheten har möjlighet att ge dispens från dessa föreskrifter och under vilka förutsättningar som dispens kan ges.

En dispensansökan skickas till Strålsäkerhetsmyndigheten. Av ansökan är det lämpligt att det framgår från vilka bestämmelser som dispens söks, vilka särskilda skäl som finns och varför en dispens kan ges utan att det kan antas medföra en oacceptabel risk för att människor eller miljön utsätts för skadlig verkan av strålning eller för att strålkällor eller kärnämne eller andra radioaktiva ämnen olovligen bortförs.

Om Strålsäkerhetsmyndigheten finner att det finns förutsättningar för dispens beviljas ansökan. Den beviljade dispensen kan vara av mindre omfattning än vad som anges i ansökan. Dispensbeslutet kan också förenas med kompletterande villkor för verksamheten som måste följas för att dispensen ska gälla.

#### - Ikraftträdande och övergångsbestämmelser

1. Dessa föreskrifter träder i kraft den 1 januari 2022 då Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd (SSMFS 2008:1) om säkerhet i kärntekniska anläggningar, Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter och allmänna råd (SSMFS 2008:12) om fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar, Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2008:23) om skydd av människors hälsa och miljön vid utsläpp av radioaktiva ämnen från vissa kärntekniska anläggningar, Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2008:26) om personstrålskydd i verksamhet med joniserande strålning vid kärntekniska anläggningar, Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2008:38) om arkivering vid kärntekniska anläggningar och Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2014:2) om beredskap vid kärntekniska anläggningar inte ska tillämpas på kärnkraftsreaktorer.

2. För befintliga kärnkraftsreaktorer ska bestämmelserna i

- a. 2 kap. 1–10 §§ avseende kompletterande identifiering och klassificering av händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten tillämpas från och med den 1 januari 2024,
- b. 3 kap. 6 § 2 avseende stråldos till arbetstagare tillämpas från och med den 1 januari 2024,
- c. 3 kap. 8 § andra stycket avseende en hypotetiskt ansatt driftperiod på 100 år tillämpas från och med den 1 januari 2024,
- d. 3 kap. 10 § andra stycket 1 avseende värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H2 tillämpas från och med den 1 januari 2027,
- e. 3 kap. 13 § avseende värdering av händelser och förhållanden i händelseklass H4B tillämpas från och med den 1 januari 2024,
- f. 4 kap. 2 § tredje stycket avseende motivering av händelser och förhållanden som inte är föremål för detaljerad värdering tillämpas från och med den 1 januari 2024,
- g. 6 kap. 1 § avseende komplettering av rutiner för vad som ska omfattas av strålsäkerhetsgranskning tillämpas från och med den 1 januari 2024,
- h. 7 kap. 1–4 §§ tillämpas från och med den 1 januari 2024, och
- i. 5 kap. 1 § tillämpas från och med den 1 januari 2026 såvitt avser uppgifter om hur dessa föreskrifter, Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om

konstruktion av kärnkraftsreaktorer och Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-D) om drift av kärnkraftsreaktorer omsätts och tillgodoses.

3. Ärenden för befintliga kärnkraftsreaktorer som har inletts före ikraftträdandet men ännu inte har avgjorts handläggs enligt äldre föreskrifter.

### Tillämpning

Punkt 2 a innebär utökad omfattning av vilka antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten som bestämmelserna avser. Detta kan innebära att befintliga klassificeringar behöver kompletteras med avseende på täckningsgrad enligt vad som framgår under rubrikerna *Tillämpning av bestämmelsen* och *Bakgrund och överväganden* till 2 kap. 1–10 §§.

Punkt 2 d innebär nya värderingar, se även vägledningstext under rubrikerna *Tillämpning av bestämmelsen* och *Bakgrund och överväganden* till 3 kap. 10.

Punkt 2 e innebär att befintliga värderingar enligt Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande SSM 2008/1945 avseende realistiska analyser behöver kompletteras med värderingar för händelser och förhållanden i händelseklass H4B, se även vägledningstext under rubrikerna *Tillämpning av bestämmelsen* och *Bakgrund och överväganden* till 3 kap. 13.

I anslutning till att dessa föreskrifter träder i kraft avser Strålsäkerhetsmyndigheten i särskilda beslut upphäva

- Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande avseende analys av radiologiska omgivningskonsekvenser för kärnkraftsreaktorerna Forsmark 1, Forsmark 2 och Forsmark 3. SSM 2008/1945, 2009-04-02.
- Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande avseende analys av radiologiska omgivningskonsekvenser för kärnkraftsreaktorerna Oskarshamn 1, Oskarshamn 2 och Oskarshamn 3. SSM 2008/1945, 2009-04-02.
- Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande avseende analys av radiologiska omgivningskonsekvenser för kärnkraftsreaktorerna Ringhals 1, Ringhals 2, Ringhals 3 och Ringhals 4. SSM 2008/1945, 2009-04-02.

## **Bilaga 1: Acceptanskriterier för värdering av antagna händelser och förhållanden**

Denna bilaga innehåller kvantitativa acceptanskriterier som ska påvisas vara uppfyllda vid värdering av antagna händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5 enligt 3 kap. Syftet med värderingarna är att påvisa att reaktorns konstruktion är sådan att drift av den inte leder till oacceptabla konsekvenser för arbetstagare, allmänhet och miljön. Därmed representerar acceptanskriterierna en högsta nivå som kan ses som acceptabel konsekvens vid värderingar av dessa händelser och förhållanden.

Värderingen av att acceptanskriterierna är uppfyllda är en del i bevisföringen av att 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K uppfylls, dvs. att kärnkraftsreaktorn har konstruerats så att de grundläggande funktionerna minst kan fullgöras så att de kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K uppfylls. För befintliga kärnkraftsreaktorer är acceptanskriterierna huvudsakligen baserade på det som anges i regeringsbesluten 11, 12 och 13, samt Strålsäkerhetsmyndighetens förelägganden (SSM2008-1945). För nya kärnkraftsreaktorer saknas i dagsläget många av acceptanskriterierna. Vissa är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när dessa har tagits fram.

Acceptanskriterierna bygger på ett betraktelsesätt utifrån inträffandefrekvens för händelser och förhållanden. Detta innebär att sannolika händelser och förhållanden ska ha liten konsekvens medan mer osannolika händelser och förhållanden tillåts ha större konsekvenser, i enlighet med 2 kap. 3 § SSMFS-K. Det är också i linje med vad som anges i punkt 4.4 och 4.9 i IAEA:s SSG-2 där acceptanskriterierna är lägre ju mer frekvent en händelse och förhållande antas vara.

En förutsättning för värderingarna är att krav avseende optimering av konstruktionen har tillgodosetts. Enligt 4 kap. 5 § andra stycket SSMFS-K ska en kärnkraftsreaktor konstrueras så att den förutsedda exponeringen och risken för exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön begränsas så långt som det är möjligt och rimligt, samt så att risken för olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen kan begränsas så långt som det är möjligt och rimligt.

Acceptanskriterier indelas enligt följande:

- radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende effektiv dos till arbetstagare som utför manuella uppgifter, se tabell 1,
- radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende effektiv dos till personer i allmänheten, se tabell 2,
- radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod, se tabell 3,
- acceptanskriterier för värdering avseende utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen, se tabell 4, och
- acceptanskriterier för värdering avseende olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen, se tabell 5.

### **1 – Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende effektiv dos till arbetstagare som utför manuella uppgifter**

För att verifiera konstruktionens skydd av arbetstagare som utför tillgodoräknade manuella uppgifter behöver en värdering göras enligt 3 kap. 6 § 2 för att påvisa att exponering av arbetstagare som utför manuella uppgifter för joniserande strålning vid händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 inte överskrider de radiologiska acceptanskriterierna i tabell 1. Värderingen av att de radiologiska acceptanskriterierna uppfylls är en del i bevisföringen för att de grundläggande funktionerna kan fullgöras vid händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 enligt 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K, dvs. att

kärnkraftsreaktorn har konstruerats så att de grundläggande funktionerna minst kan fullgöras så att de kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K avseende stråldos till arbetstagare uppfylls. Acceptanskriterierna tillämpas för både befintliga och nya kärnkraftsreaktor.

Tabell 1: Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende effektiv dos till arbetstagare som utför manuella uppgifter vid olika händelseklasser.

<b>Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende effektiv dos till arbetstagare som utför manuella uppgifter</b>	
<b>Händelseklass</b>	<b>Acceptanskriterier</b>
Förväntade händelser och förhållanden (H2)	5 mSv/händelse och förhållande
Ej förväntade händelser och förhållanden (H3)	10 mSv/händelse och förhållande
Osannolika händelser och förhållanden (H4A)	10 mSv/händelse och förhållande
Speciella händelser och förhållanden (H4B)	10 mSv/händelse och förhållande
Mycket osannolika händelser och förhållanden (H5)	50 mSv/händelse och förhållande

### Syfte

Syftet med acceptanskriterierna i tabell 1 är att ange den nivå som kan ses som acceptabel vid värderingen av effektiv dos till arbetstagare som utför manuella uppgifter för att hantera händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5.

### Bakgrund och överväganden

De radiologiska acceptanskriterierna för händelser och förhållanden i händelseklass H2-H4B utgår ifrån den erfarenhet som finns i att händelser i händelseklass H2 har en låg frekvens och att manuella uppgifter ska kunna hanteras av arbetstagare utan att detta riskerar att medföra att dessa kommer i närheten av årsdosgränsen (20 mSv), inkluderat ordinarie arbete före och efter händelsen. Under senare år visar praxis att få arbetstagare uppnår 10 mSv i årsdos, vilket ger en marginal till värdena 5 mSv/händelse och 10 mSv/händelse som satts som acceptanskriterium för värdering av manuella uppgifter av händelser i händelseklass H2 respektive H3-H4B.

Händelser och förhållanden i händelseklass H5 bedöms leda till en radiologisk nödsituation, och den uppkomna strålningsmiljön innebär att det är svårt att undvika hög exponering av arbetstagare som utför manuella uppgifter. I en radiologisk nödsituation gäller inte årsdosgränsen (20 mSv), även om målsättningen är att dessa ska innehållas. Det är därför rimligt att en högre stråldos om 50 mSv kan accepteras som kriterium så att akuta strålskador undviks och att inga enskilda personer ska utsättas för oacceptabel risk.

## 2 – Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende effektiv dos till personer i allmänheten

För att verifiera konstruktionens skydd av personer i allmänheten behöver en värdering göras enligt 3 kap. 7 och 13 §§ 2 för att påvisa att exponering av personer i allmänheten för joniserande strålning i form av effektiv dos vid händelser och förhållanden inom förväntad drift och i händelseklass H2-H5 inte överskrider de radiologiska acceptanskriterierna i tabell 2. Värderingen av att de radiologiska acceptanskriterierna uppfylls är en del i bevisföringen för att de grundläggande funktionerna kan fullgöras vid händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 enligt 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K, dvs. att kärnkraftsreaktorn har konstruerats så att de grundläggande funktionerna minst kan fullgöras så att de kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K avseende stråldos till personer i allmänheten för joniserande strålning uppfylls.

Tabell 2: Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende effektiv dos till personer i allmänheten vid olika händelseklasser.

Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende effektiv dos till personer i allmänheten		
Händelseklass	Acceptanskriterier	
	Befintlig kärnkraftsreaktor	Ny kärnkraftsreaktor
Händelser och förhållanden inom förväntad drift	0,025 mSv/år	0,025 mSv/år
Förväntade händelser och förhållanden (H2)	1 mSv/händelse eller förhållande	(**)
Ej förväntade händelser och förhållanden (H3)	10 mSv/händelse eller förhållande	(**)
Osannolika händelser och förhållanden (H4A)	100 mSv/händelse eller förhållande	(**)
Speciella händelser och förhållanden (H4B)	100 mSv/händelse eller förhållande	(**)
Mycket osannolika händelser och förhållanden (H5)	(*)	(**)
Noteringar	För (*) gäller att inget specifikt acceptanskriterium behöver tillämpas, då värdering istället görs mot acceptanskriteriet i tabell 4 om utsläpp av Cesium-137. För (**) gäller att värdet för acceptanskriteriet är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när det har tagits fram.	

### Syfte

Syftet med acceptanskriterierna i tabell 2 är att förtydliga vad värderingen avseende effektiv dos till personer i allmänheten ska påvisa vid olika händelser och förhållanden.

### Bakgrund och överväganden

Med *händelser och förhållanden inom förväntad drift* avses som framgår av 3 kap. 7 § händelser och förhållanden i händelseklass H1 samt andra under ett år förväntade händelser och förhållanden i händelseklass H2.

Acceptanskriteriet för händelser och förhållanden inom förväntad drift utgår ifrån kriterier för den fastställda dosrestriktionen som är 0,1 mSv per år enligt 4 § 5 kap. SSMFS 2018:1 och avser personer i allmänheten för varje enskild verksamhet. Dosrestriktionen syftar till att ingen enskild person i allmänheten ska få en stråldos över dosgränsen 1 mSv per år. Då flera verksamheter med joniserande strålning är lokaliserade till samma geografiska område (exempelvis en kärnteknisk förläggingsplats), och exponerar en och samma person i allmänheten, kan ytterligare reglering behövas för att säkra den enskilda personens skydd. Därför gäller ovan nämnda dosrestriktion på 0,1 mSv per år för en kärnteknisk förläggingsplats som helhet, enligt 4 kap. 3 § SSMFS-D. Acceptanskriteriet 0,025 mSv per år för händelser och förhållanden inom förväntad drift grundas på antagandet att det kan finnas fyra olika reaktorer (verksamheter) vid en förläggingsplats, vilket motsvarar en effektiv dos av 0,1 mSv per år totalt sett.

För *befintliga kärnkraftsreaktorer* bygger acceptanskriterierna för händelser och förhållanden i händelseklass H2–H4B som avser effektiv dos till personer i allmänheten på de referensvärden som har funnits i Strålsäkerhetsmyndighetens förelägganden från 2009 om analys av radiologiska omgivningskonsekvenser, se SSM2008-1945. I dessa föreskrifter används begreppet radiologiskt acceptanskriterium istället för referensvärde. Föreläggandena som gäller befintliga kärnkraftsreaktorer har således inarbetats i föreskrifterna genom att införa acceptanskriterierna för händelseklass H2–H4B i tabell 2. Acceptanskriteriet för händelseklass H4B omfattades inte av föreläggandet och är därför nytt. Vid denna inarbetning har även vissa relevanta analysförutsättningar införts i bestämmelserna i 3 kap. 13-16 §§.

För *nya kärnkraftsreaktorer* är värdena för acceptanskriterier för händelseklass H2-H4B under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när de har tagits fram.

För *nya kärnkraftsreaktorer* saknas i dagsläget acceptanskriterier för händelseklass H5. Detta är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när det har tagits fram. Det är dock inte säkert att de kommer att resultera i acceptanskriterier uttryckta i effektiv dos. För befintliga kärnkraftsreaktorer behöver inget specifikt acceptanskriterium

anges då motsvarande värdering görs mot acceptanskriteriet i tabell 4 om utsläpp av Cesium-137.

### 3 – Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod

För att verifiera konstruktionens skydd av personer i allmänheten behöver en värdering göras enligt 3 kap. 13 § 2 för att påvisa att exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod inte överskrider de radiologiska acceptanskriterierna i tabell 3. Värderingen av att de radiologiska acceptanskriterierna uppfylls är en del i bevisföringen för att de grundläggande funktionerna kan fullgöras vid händelser och förhållanden i händelseklass H2–H5 enligt 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K, dvs. att kärnkraftsreaktorn har konstruerats så att de grundläggande funktionerna minst kan fullgöras så att de kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K avseende exponering av personer i allmänheten uppfylls.

Tabell 3: Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod vid olika händelseklasser.

Radiologiska acceptanskriterier för värdering avseende ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod		
Händelseklass	Acceptanskriterier	
	Befintlig kärnkraftsreaktor	Ny kärnkraftsreaktor
Förväntade händelser och förhållanden (H2)	1 mSv/händelse eller förhållande	(*)
Ej förväntade händelser och förhållanden (H3)	10 mSv/händelse eller förhållande	(*)
Osannolika händelser och förhållanden (H4A)	100 mSv/händelse eller förhållande	(*)
Speciella händelser och förhållanden (H4B)	100 mSv/händelse eller förhållande	(*)
Mycket osannolika händelser och förhållanden (H5)	-	(**)
<i>Noteringar</i>	För (*) gäller att värdet är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när det har tagits fram. För (**) gäller att eventuellt värde för acceptanskriteriet kommer att utredas av Strålsäkerhetsmyndigheten.	

#### Syfte

Syftet med acceptanskriterierna i tabell 3 är att förtydliga vad värderingen av ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod får ska påvisa vid en händelse eller förhållande.

#### Bakgrund och överväganden

För *befintliga kärnkraftsreaktorer* bygger acceptanskriterierna avseende ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod på de referensvärden som har funnits i Strålsäkerhetsmyndighetens förelägganden från 2009 om analys av radiologiska omgivningskonsekvenser, se SSM2008-1945. Föreläggandena har således inarbetats i föreskrifterna genom att införa acceptanskriterierna för händelseklass H2–H4A i tabell 3. Acceptanskriteriet för händelseklass H4B omfattades inte av föreläggandet och är därför nytt. Vid denna inarbetning har även vissa relevanta analysförutsättningar införts i bestämmelserna i 3 kap. 13-16 §§.

För *nya kärnkraftsreaktorer* saknas i dagsläget acceptanskriterier för ekvivalent dos från exponering av sköldkörteln hos ett 1-årigt barn som har inhalerat radioaktiv jod för händelseklass H2–H4B. Dessa är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när dessa har tagits fram.

För händelseklass H5 anges inga acceptanskriterier för varken befintliga eller nya kärnkraftsreaktorer. Eventuellt värde för nya kärnkraftsreaktorer kommer att utredas av Strålsäkerhetsmyndigheten och föras in genom föreskriftsändring när detta har tagits fram. För befintliga kärnkraftsreaktorer anges inget acceptanskriterium för händelseklass H5 med



motiveringen att konstruktionen avseende utsläpp av radioaktivt jod är acceptabel enligt Strålsäkerhetsmyndighetens bedömning.

För händelseklass H1 är den ekvivalenta dosen från jod inte aktuell då det redan inkluderas i den effektiva dosen som tillsammans med alla andra relevanta radioaktiva ämnen ska understiga 0,1 mSv/år/förläggingsplats enligt tabell 2.

#### 4 – Acceptanskriterium för värdering avseende utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen

För att verifiera konstruktionens skydd mot markbeläggning av radioaktiva ämnen behöver en värdering göras enligt 3 kap. 13 § 1 för att påvisa att utsläpp av radioaktiva ämnen i form av Cesium-137 vid händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 inte överskrider acceptanskriterierna i tabell 4. Värderingen av att acceptanskriterierna uppfylls är en del i bevisföringen för att de grundläggande funktionerna kan fullgöras vid händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 enligt 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K, dvs. att kärnkraftsreaktorn har konstruerats så att de grundläggande funktionerna minst kan fullgöras så att de kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K avseende markbeläggning uppfylls.

Tabell 4: Acceptanskriterier för värdering avseende utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen vid olika händelseklasser. TBq står för Tera Bequerel, dvs.  $10^{12}$  Bequerel där Bequerel är måttenheten för radioaktivt sönderfall. 1 bequerel är lika med 1 sönderfall per sekund.

Acceptanskriterier för värdering avseende utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen		
Händelseklass	Acceptanskriterier	
	Befintlig kärnkraftsreaktor	Ny kärnkraftsreaktor
Förväntade händelser och förhållanden (H2)	0,1 TBq/händelse eller förhållande	(*)
Ej förväntade händelser och förhållanden (H3)	1 TBq/händelse eller förhållande	(*)
Osannolika händelser och förhållanden (H4A)	10 TBq/händelse eller förhållande	(*)
Speciella händelser och förhållanden (H4B)	10 TBq/händelse eller förhållande	(*)
Mycket osannolika händelser och förhållanden (H5)	100 TBq/händelse eller förhållande	(*)
Noteringar	För (*) gäller att värdet är under utarbetande och kommer att föras in genom föreskriftsändring när det har tagits fram.	

#### Syfte

Syftet med acceptanskriterierna i tabell 4 är att förtydliga vad värderingen av utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen ska påvisa för att kriterierna för de grundläggande funktionerna i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K ska kunna anses vara uppfyllda.

#### Bakgrund och överväganden

För *befintliga kärnkraftsreaktorer* bygger acceptanskriterierna avseende utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen för händelseklasserna H2-H4A på de referensvärden som har funnits i Strålsäkerhetsmyndighetens föreläggande från 2009 om analys av radiologiska omgivningskonsekvenser (SSM2008-1945) och som benämndes källaktivitet som kan ge långvarig markbeläggning. För händelseklass H5 är acceptanskriteriet baserat på de villkor som regeringen beslutade den 27 februari 1986 (regeringsbeslut 11, 12 och 13). Vid tolkningen av regeringsbesluten ansågs kraven på maximal mängd utsläpp av radioaktiva ämnen till miljön vara uppfyllda om utsläppet begränsades till under 0,1 % av innehållet av radionukliderna i en kärnkraftsreaktor med 1800 MWt (termisk effekt), ädelgaser undantagna. Hänsyn skulle tas bara till innehållet av Cesium-134 och Cesium-137, med tanken att alla andra radionuklider som kan orsaka markbeläggning begränsas i motsvarande omfattning.

Referensvärdena i SSM2008-1945 angavs som en andel av FILTRA-utsläpp där FILTRA betecknar det maximala utsläpp av radionukliderna Cesium-134 och Cesium-137 som gällde för H5-händelser. För händelseklasserna H2-H4A erhöles referensvärdena genom att



skala ner FILTRA-utsläppet för händelseklass H5 med en faktor 10 vilket gav värdet 0,1 av FILTRA för H4A, 0,01 av FILTRA för H3 och 0,001 av FILTRA för H2. Acceptanskriteriet för händelseklass H4B omfattades inte av föreläggandet och är därför nytt.

En förändring mot tidigare referensvärden är att acceptanskriterierna nu anges i TBq (Tera Becquerel =  $10^{12}$  Becquerel) av Cesium-137 i stället för en andel av FILTRA eller för % av innehållet av radionukliderna Cesium-134 och Cesium-137 i en kärnkraftsreaktor med 1800 MWt, så som det ges av regeringsbesluten. Skälet till förändringen är att när regeringsbesluten kom till i mitten av 1980-talet, utgick man från ett härdinventarium som hade en utbränning runt 25 MWd/kg. Mängden av Cesium-137 i ett sådant inventarium låg då runt 150-200 TBq. Eftersom regeringsbesluten inte tar hänsyn till utbränningen, kommer en reaktorhärd med samma termiska effekt men som körs med högre utbränning (runt 40-45 MWd/kg vilket är fallet i dagens kärnkraftsreaktorer) att också ge större mängd av Cesium-137 än tidigare. Ett annat skäl till ändringen är att när kriteriet anges i TBq av bara Cesium-137 kommer det att förenkla tolkningen och värderingen av resultatet. Motivet till att enbart ange nukliden Cesium-137 är att exempelvis Cesium-134 avskiljs på samma sätt som Cesium-137. Då andra landkontaminerande nuklider i en händelse med omfattande frigörelse av radioaktiva ämnen är mindre flyktiga än Cesium-137 medför en begränsning av Cesium-137 en motsvarande begränsning av andra landkontaminerande nuklider. Acceptanskriteriet för händelseklass H5 är samma som för det finska och kanadensiska kriteriet för motsvarande händelseklass, se FIN 717-2013 och REGDOC 2.5.2.

Mot bakgrund av att Cesium-134 utgår ur utsläpps begränsningen skärps kravet på maximalt utsläpp av Cesium-137 till 100 TBq jämfört med tidigare förekommande nominella värden runt 150 TBq. Genom att skala ner FILTRA-utsläppet på 100 TBq på samma sätt som gjordes för referensvärden tidigare fås acceptanskriterierna 0,1 TBq för händelseklass H2, 1,0 TBq för händelseklass H3 och 10 TBq för händelseklass H4A, se tabell 4. Eftersom acceptanskriterierna för effektiv dos och ekvivalent dos är samma för händelseklass H4A och H4B, se tabell 2 och 3, gäller detta även för utsläpp av radioaktiva ämnen och därmed blir acceptanskriteriet för H4B 0,1 TBq.

Föreläggandena som gäller *befintliga kärnkraftsreaktorer* har således inarbetats i föreskrifterna genom att införa acceptanskriterierna för värdering avseende utsläpp av radioaktiva ämnen i form av Cesium-137 vid händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 i tabell 4.

För *nya kärnkraftsreaktorer* finns i dagsläget inga värden för acceptanskriterier för värdering avseende utsläpp av radioaktiva ämnen i form av Cesium-137 vid händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5. Dessa kommer att föras in genom föreskriftsändring när de har tagits fram.

## **5 – Acceptanskriterier för värdering avseende olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen**

För att verifiera konstruktionens skydd mot olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen behöver en värdering göras enligt 3 kap. 17 § för att påvisa att konsekvenserna vid händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 inte överskrider acceptanskriterierna i tabell 5. Värderingen av att acceptanskriterierna uppfylls är en del i bevisföringen för att de grundläggande funktionerna kan fullgöras vid händelser och förhållanden i händelseklass H2-H5 enligt 4 kap. 5 § första stycket SSMFS-K, dvs. att kärnkraftsreaktorn har konstruerats så att de grundläggande funktionerna minst kan fullgöras så att de kriterier som anges i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K avseende olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen uppfylls.

Tabell 5: Acceptanskriterier för värdering avseende olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen vid olika händelseklasser. Acceptanskriteriet är lika med det lägsta värde som gäller för den kategori som anges i tabellen.

<b>Acceptanskriterier för värdering avseende olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen</b>		
<b>Händelseklass</b>	<b>Acceptanskriterier</b>	
	Strålkällor och andra radioaktiva ämnen enligt tabellerna 3.1 och 3.2 bilaga 3 SSMFS 2018:1	Kärnämne enligt tabell 3.3 bilaga 3 SSMFS 2018:1
Förväntade händelser och förhållanden (H2)	< kategori 4	< kategori 4 som omfattas av krav på kärnämneskontroll enligt SSMFS 2008:3
Ej förväntade händelser och förhållanden (H3)	< kategori 3	< kategori 3
Osannolika händelser och förhållanden (H4A)	(*)	(*)
Speciella händelser och förhållanden (H4B)	< kategori 1	< kategori 1
Mycket osannolika händelser och förhållanden (H5)	(**)	< kategori 1
Noteringar	(*) Ej tillämpligt. För (**) gäller att inget specifikt acceptanskriterium behöver tillämpas.	

### Syfte

Syftet med acceptanskriterierna i tabell 5 är att förtydliga vad värderingen av olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen ska påvisa för att kriterierna för de grundläggande funktionerna i bilaga 2 och 3 till SSMFS-K ska kunna anses vara uppfyllda.

### Bakgrund och överväganden

Händelseklasser, som i grunden uttrycker hur frekventa händelser och förhållande antas vara, är ett begrepp som traditionellt inte har använts vid värdering av antagonistiska händelser och förhållanden. Händelseklassning kan tillämpas för antagonistiska händelser och förhållanden av typen sabotage eftersom de potentiella konsekvenserna av sådana angrepp har många likheter med andra händelser och förhållanden. Begreppet kan också användas i samband med olovlig befattning med strålkällor, kärnämne och andra radioaktiva ämnen för att uppnå ett balanserat skydd. Detta innebär att antagonistiska händelser och förhållanden där det antagna angreppet utförs med liten förmåga delas in i en lägre händelseklass än händelser och förhållanden som utförs med större förmåga. De nu aktuella acceptanskriterierna för olovlig befattning med strålkällor, kärnämnen och andra radioaktiva ämnen knyts således till de olika händelseklasserna. Ytterligare förklaringar om indelning av händelser och förhållanden i händelseklasser finns i 2 kap.

## Bilaga 2: Strålsäkerhetsrapportens innehåll

Kraven på innehållet i strålsäkerhetsrapporten som följer av bestämmelsen i 5 kap. 2 § kan delas in i följande områden:

1. allmän information såsom redovisning av syfte, definitioner, läsanvisning, m.m.
2. övergripande redovisning av grundläggande förutsättningar för kärnkraftsreaktorn,
3. övergripande redovisning av principer för organisation, ledning och styrning,
4. övergripande redovisning av principer för vissa av kärnkraftsreaktorns verksamhetsområden,
5. övergripande redovisning av regler och förutsättningar till grund för kärnkraftsreaktorns konstruktion,
6. övergripande redovisning av kärnkraftsreaktorns funktioner vid händelser och förhållanden,
7. beskrivningar av strukturer, system och komponenter,
8. redovisning av värdering av antagna händelser och förhållanden,
9. redovisning av värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser, och
10. redovisning av underlag för säkerhetstekniska driftförutsättningar (STF).

### 1 – Allmänt

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla

1. syfte, innehållsförteckning, definitioner och läsanvisning, och
2. en samlad förteckning av de tillståndsvillkor, föreskrifter och andra krav som är relevanta för strålsäkerheten.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 2 avses att redovisa vilka krav och tillståndsvillkor som är tillämpliga avseende strålsäkerhet.

### Bakgrund och överväganden

De allmänna kraven avseende strålsäkerhetsrapportens innehåll har tidigare delvis funnits i bilaga 2 till SSMFS 2008:1, i punkten ”Inledning”. Bestämmelsen har dock utökats med krav på identifiering av tillämpliga krav och tillståndsvillkor enligt punkt 3 med stöd av Issue N2.3 i WENRA:s SRL. Denna anger att tillämpliga *regulations codes* och *standards* ska identifieras i SAR.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen har utökats i förhållande till 4 kap. 2 § till SSMFS 2008:1 och tillhörande bilaga 2, genom att även identifiering av tillämpliga krav och tillståndsvillkor ingår.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har Issue N2.3 i WENRA:s SRL beaktats avseende identifiering av tillämpliga föreskrifter.

## 2 – Övergripande redovisning av grundläggande förutsättningar för kärnkraftsreaktorn

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla en övergripande redovisning av kärnkraftsreaktorns förläggningsplats med avseende på naturliga och demografiska förhållanden samt andra förhållanden som kan påverka strålsäkerheten.

Strålsäkerhetsrapporten ska vidare innehålla en förteckning över mängder och fördelning av radioaktiva ämnen som finns i kärnkraftsreaktorn.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med *förläggingsplats* avses yttre begränsat område och den kringliggande omgivningen med pågående verksamheter och aktuella geografiska förhållanden.

Med *naturliga förhållanden* i första stycket avses redovisning av de karaktäristiska drag hos förläggingsplatsen som dels kan påverka kärnkraftsreaktorn via yttre händelser och förhållanden, dels påverkar spridningen av radioaktiva ämnen till arbetstagare, allmänhet och miljön vid ett utsläpp. Det kan exempelvis vara hydrologiska, geologiska och metrologiska förhållanden.

Med *demografiska förhållanden* i första stycket avses exempelvis redovisning av befolkningsfördelning vilka kan utgöra underlag till värdering av stråldoser till personer i allmänheten och planering av kärnkraftsreaktorns beredskap och krisorganisation.

Med *andra förhållanden* i första stycket avses redovisning av de karaktäristiska drag hos förläggingsplatsen som dels kan påverka kärnkraftsreaktorn via yttre händelser och förhållanden, dels sådant som kan påverkas av kärnkraftsreaktorns drift. Det kan exempelvis vara förhållanden kring markanvändning, infrastruktur och näringsförhållanden så som industrier.

### Bakgrund och överväganden

Syftet med bestämmelsen är att beskriva förutsättningarna vid utsläpp av radioaktiva ämnen, dels med avseende på exponering av allmänheten, dels med avseende på markkontamination, dvs. om det exempelvis finns samhällen, spannmålsproduktion eller boskap i närområdet. Detta i sin tur ger underlag för värdering av utsläpp av radioaktiva ämnen.

Krav som följer av första stycket har tidigare funnits i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och tillhörande bilaga 2 där det ställdes krav på redovisning av hur förläggingsplatsen och dess omgivning kan påverka kärnkraftsreaktorn vad gäller exempelvis hydrologiska förhållanden, geologi och seismik. Där saknades krav på redovisning av omgivningens inverkan på utsläppen av radioaktiva ämnen från kärnkraftsreaktorn.

Bestämmelsens andra stycke har tidigare funnits i allmänna råd till bilaga 2 SSMFS 2008:1, i punkten ”Radioaktiva ämnen”. Begreppen ”interna och externa källtermer” har strukits då dessa inte används längre. Bestämmelsen kan också ses som ett förtydligande av 6 kap. 1 § strålskyddsförordningen (2018:506) om att föra register över eller på annat sätt dokumentera de strålkällor som ingår i verksamheten.

Vid utformningen av bestämmelsen har Issue N2.1 och N2.5 i WENRA:s SRL beaktats. Issue N2.1 anger att SAR ska beskriva förläggingsplatsen, kärnkraftsreaktorns utformning och driftsätt samt visa hur säkerheten upprätthålls. Issue N2.5 anger att SAR ska innehålla en utvärdering av säkerhetsaspekter som relaterade till förläggingsplatsen.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsens första stycke har utökats i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och tillhörande bilaga 2 genom att redovisning av omgivningens inverkan på utsläppen av radioaktiva ämnen från kärnkraftsreaktorn lagts till.

Kravet i bestämmelsens andra stycke är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue N2.1 i WENRA:s SRL avseende redovisning av förläggingsplats, och
- Issue N2.5 i WENRA:s SRL avseende utvärdering av aspekter relaterade till förläggingsplatsen.

### 3 – Övergripande redovisning av organisation, ledning och styrning

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla en övergripande redovisning av kärnkraftsreaktorns organisation samt av de principer som tillämpas för att leda, styra, värdera och utveckla sådan verksamhet som har betydelse för strålsäkerheten.

Av redovisningen ska framgå

1. hur mål och riktlinjer för verksamheten utvecklas och upprätthålls,
2. hur en god säkerhetskultur främjas på ett systematiskt sätt,
3. hur verksamhetens ansvar, befogenheter och resurser är fördelade,
4. hur ledningssystemet är utformat och dess omfattning,
5. hur frågor som har betydelse för strålsäkerheten bereds och beslutas,
6. hur bemanning och kompetens samt lämplighet i övrigt säkerställs,
7. hur information som har betydelse för strålsäkerheten kommuniceras,
8. hur verksamheten följs upp och utvärderas,
9. hur produkter och tjänster som utförs av externa leverantörer beställs och utvärderas, och
10. övriga uppgifter om principer som tillämpas för att leda, styra, värdera och utveckla sådan verksamhet som har betydelse för strålsäkerheten.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *övergripande redovisning* i första stycket avses en redogörelse på en översiktlig nivå av de punkter i bestämmelsens andra stycke till skillnad från ledningssystemet som mer i detalj beskriver exempelvis processer och rutiner. Detaljerade krav på organisation, ledning och styrning finns i 3 kap. SSMFS 2018:1 med preciseringar i 2 kap. SSMFS-D.

Med punkt 1 avses bl.a. hur verksamhetens uppsatta mål och riktlinjer för strålsäkerhet enligt 3 kap. 5 § SSMFS 2018:1 kan uppnås, hur strålsäkerheten prioriteras och hur målen följs upp.

Med punkt 2 avses t.ex. hur organisationen främjar en ifrågasättande attityd, lärande kultur och hur chefer och ledare bidrar till detta. Krav på att stödja och främja en kultur som innebär att frågor som har betydelse för strålsäkerheten får den uppmärksamhet och prioritet som deras betydelse kräver finns i 3 kap. 6 § SSMFS 2018:1.

Med punkt 3 avses bl.a. principerna för hur ansvar med tillhörande befogenheter fördelas. Med resurser avses såväl ekonomiska, administrativa som personella resurser där administrativa resurser avser exempelvis system för dokumenthantering.

Med punkt 4 avses bl.a. ledningssystemets uppbyggnad samt vilka delar av verksamheten det omfattar.

Med punkt 5 avses exempelvis befintliga fora, strukturer och metoder för beredning och beslutsfattande.

Med punkt 6 avses exempelvis kompetenssättningsystem och behörighetshantering för kravställd personal. I detta ingår även utbildnings- och övningsverksamheten.

Med punkt 7 avses exempelvis både intern och extern informationsspridning med avseende på tydlighet, öppenhet, använda kanaler, etc.

Med punkt 8 avses exempelvis kravställda funktioner för frågor om strålsäkerhet och intern revision samt också sådant som används för att säkerställa att man har god kontroll på verksamheten, exempelvis ledningens genomgång, erfarenhetsåterföring, verksamhetsutvecklingssystem, egenutvärdering och branschgemensamma utvärderingar.

Med punkt 9 avses beställning och utvärdering av produkter och tjänster som utförs av externa leverantörer och som regleras i 3 kap. 5 § och 11 § SSMFS 2018:1 och 2 kap. 7 § SSMFS-D.

Med punkt 10 avses exempelvis erfarenhetsåterföring från annan liknande verksamhet.

### Bakgrund och överväganden

Krav på en övergripande redovisning av organisation, ledning och styrning har tidigare funnits i allmänna råd till bilaga 2 SSMFS 2008:1, men innebär inte någon ändring i sak. Dock upphöjs det till ett krav. Skälet till att en övergripande redovisning är tillräcklig är att dessa delar har behov av att fortlöpande utvecklas och uppdateras. Detta är även i enlighet med IAEA:s GS-G-4.1.

Issue N2.4 i WENRA:s SRL anger att SAR ska beskriva relevanta aspekter av anläggningens organisation och hantering av säkerheten. Bestämmelsen beaktar Issue N2.4 i sin helhet.

Issue N2.8 i WENRA:s SRL anger bl.a. att SAR ska beskriva rutiner vid radiologiska nödsituationer, rutiner vid haverihantering, hantering av åldring, program för erfarenhetsåterföring, etc. Bestämmelsen beaktar Issue N2.8 avseende erfarenhetsåterföring, se vägledningstext till punkt 8.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue N2.4 i WENRA:s SRL avseende redovisning av relevanta aspekter av kärnkraftsreaktorns ledning, styrning och organisation beaktats, och
- Issue N2.8 i WENRA:s SRL avseende erfarenhetsåterföring.

## 4 – Övergripande redovisning av principer för vissa av kärnkraftsreaktorns verksamhetsområden

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla en övergripande redovisning av de principer som tillämpas under konstruktionsarbete och drift av kärnkraftsreaktor för

1. att begränsa exponering av arbetstagare för joniserande strålning,
2. att begränsa utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen,
3. framtagning av förebyggande och konsekvenslindrande rutiner för operativ drift,
4. hantering av åldringsrelaterade försämringar,
5. framtagning av planer för förebyggande underhåll, funktionsprovning och återkommande kontroll,
6. hantering av och koordinering mellan tillståndshavaren och andra myndigheter och organisationer vid antagonistiska händelser och förhållanden,
7. framtagning av reaktorns beredskapsplan och koordinering mellan tillståndshavaren och andra myndigheter och organisationer vid radiologiska nödsituationer,
8. hantering av kärnämne och kärnavfall, och
9. att förbereda och underlätta att reaktorn kan avvecklas på ett sådant sätt att strålsäkerheten kan tillgodoses.

### Tillämpning av bestämmelsen

Bestämmelsen avser specifik information för vissa verksamhetsområden utöver de grundläggande principer som anges i område 3 om övergripande redovisning av organisation, ledning och styrning.

Med punkt 1 och 2 avses en övergripande redovisning av principer som tillämpas för att begränsa exponering av arbetstagare, allmänhet och miljön för joniserande strålning. I detta ingår exempelvis principer som tillämpas under konstruktionsarbete enligt bestämmelser i 4 kap. 18 § SSMFS-K och program för långsiktiga dosreducerande åtgärder för arbetstagare enligt bestämmelser i 4 kap. 2 § SSMFS-D.

Med punkt 3 avses en övergripande redovisning av principer för hur rutiner (störnings- och haveriinstruktioner) för operativ drift av kärnkraftsreaktorn tas fram inklusive validering av dessa.

Med punkt 4 avses en övergripande redovisning av programmet för hantering av åldringsrelaterade försämringar, bl.a. vilka delprogram som tillämpas och hur samordning mellan dessa sker.

Med punkt 5 avses att beskriva strategi och grund för förebyggande underhåll, funktionsprovning och återkommande kontroll. För exempelvis de fall funktionsprovning inte kan spegla de förhållanden som förväntas råda då funktionen behövs, kan de värderingar som visar att verifieringen är tillräcklig beskrivas. På samma sätt beskrivs de värderingar som visar att funktionen är tillräcklig i de fall åtkomst inte är möjlig för att kunna genomföra återkommande kontroll.

Med punkt 6 avses en övergripande redovisning av de principer som tillämpas för exempelvis kärnkraftsreaktorns insatsplaner samt hur dessa är koordinerade internt och med berörda myndigheters och organisationers motsvarande planer. Det kan också handla om säkerhetsprovning av arbetstagare samt tillträdeskontroll eller skyddet av skyddsvärd information och informationstillgångar (informationssäkerhet).

Med punkt 7 avses en övergripande redovisning av principer för hur de scenarier som tillämpas som grund för beredskapsplanen har tagits fram.

Med punkt 8 avses en övergripande redovisning av de principer som tillämpas dels för hantering av typer och mängder av kärnämne och kärnavfall som förväntas uppkomma vid drift av kärnkraftsreaktorn, dels för hur hanteringen vid kärnkraftsreaktorn anpassats till de avfallsbeskrivningar och acceptanskriterier för avfall som gäller vid hantering och slutförvaring.

Med punkt 9 avses en övergripande redovisning av de principer som tillämpas för att underlätta avvecklingen genom att vidta åtgärder under drift i form av exempelvis sanering av kontaminerade strukturer, system och komponenter och dokumentation av händelser och verksamhet som kan ha gett upphov till kontamination i anläggningen.

Med *koordinering* i punkt 6–7 avses hur samordning sker mellan tillståndshavaren (bevaknings-, drift- och beredskapspersonal) med andra myndigheter och organisationer som exempelvis Polisen, Myndigheten för samhällsskydd och beredskap (MSB), Länsstyrelsen eller SKB.

### Bakgrund och överväganden

Krav på en övergripande redovisning av de principer som tillämpas under inom olika verksamhetsområden har tidigare funnits i bilaga 2 SSMFS 2008:1. Vid utformning av bestämmelsen har Issue N2.8 och N2.10–13 i WENRA:s SRL beaktats. Issue N2.8 anger bl.a. att SAR ska beskriva rutiner vid haverihantering. Issue N2.10 anger att SAR ska beskriva policy, strategier, metoder och åtgärder för *radiation protection*. Issue N2.11 anger att SAR ska beskriva *onsite emergency preparedness arrangements* och samverka och samordning med andra berörda aktörer. Issue N2.12 anger att SAR ska beskriva

*radioactive waste management provisions*. Issue N2.13 anger att SAR ska beskriva relevanta aspekter för avveckling.

#### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen har utökats i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och tillhörande bilaga 2, genom att även hantering och koordinering av antagonistiska händelser och förhållanden samt framtagning av beredskapsplan och koordinering vid radiologiska nödsituationer ingår.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue N2.8 i WENRA:s SRL avseende beskrivning av störnings- och haveriinstruktioner,
- Issue N2.10 i WENRA:s SRL avseende beskrivning av policy, strategier, metoder och åtgärder för radiation protection,
- Issue N2.11 i WENRA:s SRL avseende samordning med andra berörda aktörer,
- Issue N2.12 i WENRA:s SRL avseende beskrivning av radioactive waste management provisions, och
- Issue N2.13 i WENRA:s SRL avseende beskrivning av relevanta aspekter för avveckling.

### 5 – Övergripande redovisning av regler och förutsättningar till grund för kärnkraftsreaktors konstruktion

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla en övergripande redovisning av

1. de konstruktionsregler eller konstruktionsförutsättningar som har tillämpats för kärnkraftsreaktors konstruktion,
2. de antagna händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten och som ligger till grund för kärnkraftsreaktors konstruktion samt hur dessa har identifierats och indelats i händelseklasser,
3. specificerade scenarier för radiologiska nödsituationer,
4. hur strukturer, system och komponenter i kärnkraftsreaktor har klassificerats utifrån deras betydelser för strålsäkerheten, och
5. hur avveckling har beaktats i kärnkraftsreaktors konstruktion.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses information om specifika regler och förutsättningar samt vilka delar av dessa som tillämpats under konstruktionsarbetet i enlighet med bestämmelser i 3 kap. SSMFS-K, inklusive information om en regel eller förutsättning inte har tillämpats fullt ut.

Med *konstruktionsregler* i punkt 1 avses de olika regler som tillämpats under konstruktionsarbetet av strukturer, system och komponenter i kärnkraftsreaktor inklusive internationella och nationella standarder. Exempel på standarder är:

- Safety Requirements, Safety Guides och Security Series utgivna av IAEA,
- General Design Criteria (GDC) och Regulatory Guides (RG) utgivna av NRC,
- Nuclear Safety Criteria utgivna av American Nuclear Society (ANS),
- Boiler and Pressure Vessel Codes utgivna av American Society of Mechanical Engineers (ASME),
- Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE),
- International Electrotechnical Commission (IEC).

Med *konstruktionsförutsättningar* i punkt 1 avses de specifika krav och förutsättningar med avseende på strålsäkerheten som har beaktats under konstruktionsarbetet för strukturer,



system och komponenter för att dessa ska kunna fungera som avsett och med bibehållen integritet under och efter händelser och förhållanden. I konstruktionsförutsättningar ingår således bl.a. information om den funktion en komponent eller ett system har och vilka uppgifter som ska kunna utföras. Vidare ingår information om de laster och belastningskombinationer som kan uppkomma vid händelser och förhållanden och som har legat till grund för dimensionering. Konstruktionsförutsättningar för mekaniska komponenter benämns ofta KFM. Konstruktionsförutsättningar för byggnader benämns på motsvarande sätt KFB och för elektriska komponenter benämns förutsättningarna KFE. I punkten ingår även en övergripande redovisning av det centrala kontrollrummets utformning och funktion, s.k. kontrollrumsfilosofi.

Med punkt 2 avses en beskrivning av de händelser och förhållanden som har beaktats för kärnkraftsreaktorns konstruktion, samt den process som använts vid identifieringen och händelseklassning enligt 2 kap.

Med punkt 3 avses en beskrivning av de scenarier för radiologisk nödsituation som beredningsplanen baseras på.

Med punkt 4 avses redovisning av den process som tillämpats för att klassificera strukturer, system och komponenter i enlighet med bestämmelser i 4 kap. 10 § SSMFS-K.

Med punkt 5 avses att strukturer, system och komponenter fått sådan utformning att nedmontering och rivning av kärnkraftreaktorn inte försvåras i enlighet med vad som framgår av 4 kap. 32 § SSMFS-K för att underlätta nedmontering och rivning.

### Bakgrund och överväganden

Krav på en övergripande redovisning av regler och förutsättningar till grund för kärnkraftsreaktorn har tidigare funnits i bilaga 2 SSMFS 2008:1, punkten konstruktionsregler. Vissa allmänna råd har omformulerats till vägledningstext medan andra delar har utgått.

Vid utformning av bestämmelsen har Issue N2.3 och N2.6 i WENRA:s SRL beaktats. Issue N2.3 anger att tillämpliga *regulations codes* och *standards* ska identifieras i SAR. Issue N2.6 anger att SAR ska redovisa kärnkraftsreaktorns konstruktion och drift övergripande samt den inriktning som har valts för att uppnå *fundamental safety objectives*.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär både ett förtydligande och en avgränsning i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och tillhörande bilaga 2, genom att vissa allmänna råd har omformulerats till vägledningstext medan andra delar har utgått.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue N2.3 i WENRA:s SRL avseende identifiering av tillämpliga standarder, och
- Issue N2.6 i WENRA:s SRL avseende övergripande redovisning av kärnkraftsreaktorns konstruktion och drift samt den inriktning som har valts för att uppnå *fundamental safety objectives*.

## 6 – Övergripande redovisning av kärnkraftsreaktorns funktioner vid händelser och förhållanden

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla en övergripande redovisning av kärnkraftsreaktorns funktioner vid händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med bestämmelsen avses att på ett schematiskt och kvalitativt sätt på anläggningsnivå beskriva alla de funktioner som ingår i kärnkraftsreaktors tänkta konstruktion och driftsätt.

### Bakgrund och överväganden

Krav på en övergripande redovisning av kärnkraftsreaktors funktioner vid händelser och förhållanden har tidigare funnits i bilaga 2 till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1, punkten ”Anläggnings- och funktionsbeskrivning”. Vid utformning av bestämmelsen har Issue N2.1, N2.6 och N2.14 i WENRA:s SRL beaktats. Issue N2.1 anger att SAR ska beskriva förläggningsplatsen, kärnkraftsreaktors utformning och driftsätt samt visa hur säkerheten upprätthålls. Bestämmelsen beaktar Issue N2.1 avseende av kärnkraftsreaktors utformning och driftsätt. Issue N2.6 anger att SAR ska redovisa övergripande för kärnkraftsreaktors konstruktion och drift samt inriktning för att uppnå mål för säkerhet. Issue N2.14 anger att beskrivningar, bedömningar och arrangemang som nämns i SAR ska överväga hela förläggningsplatsen för att ta hänsyn till risker som dels kan utmana alla anläggningar inom kort tid, dels härrör från interaktioner mellan anläggningarna. Issue N2.14 är en följd av kärnkraftsolyckan i Japan där hela förläggningsplatsen ska beaktas med hänsyn till yttre händelser som dels kan utmana alla kärnkraftsreaktorerna samtidigt eller inom kort tid, dels kan uppkomma från växelverkan mellan dessa.

### Äldre bestämmelser

Bestämmelsen innebär ett förtydligande i sak i förhållande till 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och tillhörande bilaga 2, punkten ”Anläggnings- och funktionsbeskrivning” genom att punkten har delats upp i två områden där detta område omhändertar beskrivningar av funktioner på anläggningsnivå och kompletterar område 7 som omfattar mer detaljerade beskrivningar av strukturer, system och komponenter.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue N2.1 i WENRA:s SRL avseende beskrivning av kärnkraftsreaktors utformning och driftsätt,
- Issue N2.6 i WENRA:s SRL avseende övergripande redovisning av kärnkraftsreaktors konstruktion och drift samt inriktning för att uppnå mål för säkerhet, och
- Issue N2.14 i WENRA:s SRL avseende redovisning av risker som kan utmana hela förläggningsplatsen.

## 7 – Beskrivningar av strukturer, system och komponenter

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla beskrivningar av de strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten med information om deras

1. konstruktionsgränser samt villkor och begränsningar för normal drift,
2. klassificering utifrån deras betydelse för strålsäkerheten,
3. krav på tillgänglighet,
4. funktioner som har betydelse för strålsäkerheten, krävda funktioner inklusive nominell förmåga eller kapacitet,
5. samverkan med, påverkan på och beroende av andra strukturer, system och komponenter både inom och utom kärnkraftsreaktor, manuella uppgifter och annan teknisk utrustning,
6. driftsätt, och

7. konstruktionsförutsättningar och hänvisning till resultat från genomförd verifiering och validering.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses uppgifter om konstruktionsgränser samt villkor och begränsningar för normal drift som specificerats enligt 4 kap. 11 § SSMFS-K.

Med punkt 2 avses den klassificering utifrån deras betydelse för strålsäkerheten som genomförts enligt 4 kap. 10 § SSMFS-K.

Med punkt 3 avses krav på uppgifter om strukturer, system och komponenters tillgänglighet. Tillgängligheten hos strukturer, system och komponenter är direkt beroende av deras funktionssäkerhet, underhållsmässighet och underhållssäkerhet. Bestämmelser om funktionssäkerhet finns i 4 kap. 13 § SSMFS-K och om underhållsmässighet i 4 kap. 17 § SSMFS-K medan underhållssäkerhet hanteras huvudsakligen genom en väl fungerande organisation och systematiskt framtagna program för underhåll, funktionsprovning och återkommande kontroll, se bestämmelser i 2 kap. 5 § SSMFS-D.

Med punkt 4 avses uppgifter om strukturer, system och komponenters krävda funktioner inklusive nominell förmåga eller kapacitet. Krävda funktioner definieras i 1 kap. 3 § SSMFS-D.

Med punkt 5 avses uppgifter om exempelvis kraftförsörjning, instrumentering och reglering under normaldrift och under olika händelser och förhållanden.

Med punkt 6 avses hur strukturer, system och komponenter konfigureras i olika driftlägen, inklusive basläggning.

Med punkt 7 avses konstruktionsförutsättningar tillämpade för strukturer, system och komponenter. Detta i förhållande till område 6 som avser konstruktions-förutsättningar på anläggningsnivå.

#### Bakgrund och överväganden

Krav på beskrivningar av strukturer, system och komponenter har tidigare funnits i allmänna råd till bilaga 2 SSMFS 2008:1, punkten ”Anläggnings- och funktionsbeskrivning”. Vid utformning av bestämmelsen har Issue N2.2 och O4.3 i WENRA:s SRL beaktats. Issue N2.2 anger att SAR ska innehålla detaljerad beskrivning av säkerhetsfunktioner; alla säkerhetssystem och säkerhetsrelaterade strukturer, system och komponenter; deras *design basis* och funktion vid alla driftlägen inklusive avställning och *accident conditions*. Issue O4.3 avseende att funktionen för de komponenter som i PSA har pekats ut som viktiga för *safety* ska framgå i SAR.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- Issue N2.2 i WENRA:s SRL avseende detaljerad beskrivning av strukturer, system och komponenter som har betydelse för säkerheten, och
- Issue O4.3 avseende att funktionen för de komponenter som i PSA har pekats ut som viktiga för *safety* ska framgå i SAR.

## 8 – Redovisning av värderingar av antagna händelser och förhållanden

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla en redovisning av de värderingar som har genomförts av händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5.

I redovisningen ska ingå

1. uppgifter om händelser och förhållanden som har identifierats för värdering samt deras händelseklass,
2. uppgifter om händelser och förhållanden som inte har blivit föremål för värdering eftersom de täcks in av andra värderingar,
3. uppgifter om viktiga indata, antaganden och förutsättningar,
4. uppgifter om tillämpade acceptanskriterier,
5. uppgifter om tillämpade metoder inklusive hur de har verifierats och validerats,
6. uppgifter om tillämpade metoders begränsningar, och
7. sammanfattningar av resultat och slutsatser.

Strålsäkerhetsrapporten ska vidare innehålla sammanfattningar av resultat och slutsatser av de värderingar som har genomförts av händelser och förhållanden i händelseklass H6.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses händelser och förhållanden som har identifierats för värdering enligt 3 kap. 1 § till skillnad mot punkt 2 i område 5 som även avser händelser och förhållanden som beaktas i kärnkraftsreaktorns konstruktion och konstruktionsarbete.

Med tredje stycket avses sammanfattningar av resultat och slutsatser av de värderingar som genomförts för att påvisa att uppkomsten av händelser och förhållanden som kan resultera i ett stort eller tidigt utsläpp av radioaktiva ämnen är praktiskt taget eliminerade.

### Bakgrund och överväganden

Krav på vad som ska ingå enligt andra stycket har tidigare funnits i allmänna råd till bilaga 2 SSMFS 2008:1. Området omfattade tidigare både deterministiska och probabilistiska analyser och har bytt namn från ”Analys av driftbetingelser” till ”Värderingar av händelser och förhållanden i händelseklass H1–H5” vilket bättre speglar denna föreskriftsstruktur. Vid utformning av bestämmelsen har Issue N2.7 i WENRA:s SRL beaktats. Issue N2.7 anger att SAR ska innehålla motiveringar som på ett adekvat sätt visar att anläggningen uppfyller relevanta säkerhetskrav. Vidare anger Issue 2.7 att SAR ska beskriva *safety analyses* som värderar anläggningens svar på händelser inom händelseklasserna *anticipated operational occurrences (AOO)*, *design basis accidents (DBA)* and *design extension conditions (DEC)* mot *safety criteria* och *radiological release limits*.

Bestämmelsens tredje stycke har tidigare funnits i allmänna råd till 5 § SSMFS 2008:17 där det ställdes krav på en säkerhetsvärdering av händelser och fenomen som har betydelse för inneslutningens integritet vid mycket osannolika händelser. Strålsäkerhetsmyndigheten bedömer att denna typ av värderingar liksom andra värderingar är lämpligt att redovisa i SAR.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har Issue N2.7 i WENRA:s SRL beaktats avseende redovisning av de värderingar som utförts för att bedöma kärnkraftsreaktorns säkerhet som svar på händelser och förhållanden i olika händelseklasser mot acceptanskriterier.

## 9 – Redovisning av värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla en redovisning av värderingar som har genomförts med probabilistiska säkerhetsanalyser.

I redovisningen ska ingå

1. värderingens syfte, omfattning och avgränsningar,
2. uppgifter om tillämpade metoder med tillhörande antaganden för modellering av händelser och förhållanden, beroenden och manuella uppgifter,
3. uppgifter om metoder med tillhörande antaganden vid framtagning av statistiska data med frekvenser för händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten samt sannolikheter för fel hos strukturer, system och komponenter, fel med gemensam orsak och felaktigt handlande,
4. uppgifter om tillämpade kriterier för värdering,
5. sammanfattning av resultaten med tillhörande osäkerheter, inklusive betydelsen av händelser och förhållanden, strukturer, system och komponenter, fel med gemensam orsak samt manuella uppgifter, och
6. värdering av resultaten mot tillämpade kriterier med beaktande av osäkerheter och tillhörande slutsatser.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 4 avses en redovisning av de kriterier som senare ska ge stöd till tolkning och värdering av resultaten. I detta ingår motivering samt bakgrund till utformningen av de valda kriterierna.

### Bakgrund och överväganden

Kraven som följer av punkterna 1, 2, 3 och 5 har tidigare funnits i allmänna råd till bilaga 2 SSMFS 2008:1. Punkterna 4 och 6 är nya till följd av det nya kravet kring värderingskriterier. Området omfattade tidigare både deterministiska och probabilistiska analyser och har bytt namn från ”Analys av driftbetingelser” till ”Värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser” vilket bättre speglar denna föreskriftsstruktur.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Inga.

## 10 – Redovisning av underlag för säkerhetstekniska driftförutsättningar

Strålsäkerhetsrapporten ska innehålla en redovisning av hur de säkerhetstekniska driftförutsättningarna har härletts.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med bestämmelsen avses en redovisning av bakgrunden till de olika avsnitten i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna.

Bestämmelser om säkerhetstekniska driftförutsättningar finns dels i 5 kap. SSMFS-D som berör hur dessa ska följas, dels i 5 kap. 3-4 §§ som berör omfattning och innehåll av dessa.

### Bakgrund och överväganden

Krav på att säkerhetstekniska driftförutsättningar ska vara en del av säkerhetsredovisningen har tidigare funnits i 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1 och tillhörande allmänna råd. I 5 kap. 1 § SSMFS 2008:1 fanns även bestämmelser om att härledningen av driftförutsättningarna ska

framgå av säkerhetsredovisningen. I 4 kap. 2 § SSMFS 2008:1, bilaga 2, punkten ”Anläggnings- och funktionsbeskrivning” fanns bestämmelser om att redovisa kriterier som tillämpas för att avgöra vilka system som ska ingå i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna. Vidare skulle även principerna som tillämpas för att bestämma funktionsprov och provningsintervall vilka behövs för att kontrollera att kärnkraftsreaktorn drivs inom fastställda gränser (driftklarhet) redovisas.

Internationellt kan noteras att WENRA förordar att strålsäkerhetsrapporten ska innehålla det tekniska underlaget för att ta fram STF enligt Issue N2.9 i WENRA:s SRL. IAEA tar inte ställning till om de säkerhetstekniska driftförutsättningarna ska vara en del av strålsäkerhetsrapporten utan det viktiga är att rapporten visar att driftförutsättningarna har tagits fram på ett systematiskt sätt. Med detta som bakgrund har bestämmelsen utformats så att de säkerhetstekniska driftförutsättningarna inte behöver vara en del av strålsäkerhetsrapporten. Därmed kommer strålsäkerhetsrapporten att innehålla en redovisning av hur man går från fakta i strålsäkerhetsrapporten till olika avsnitt i de säkerhetstekniska driftförutsättningarna.

#### **Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär ingen ändring i sak i förhållande till 5 kap. 1 § SSMFS 2008:1.

#### **Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har Issue N2.9 i WENRA:s SRL beaktats avseende beskrivning av *technical bases for the operational limits and conditions*.

## Bilaga 3: Områden i helhetsbedömningen

Kravet på förnyad värdering som följer av 8 kap. 2 § omfattar 10 områden där varje område specificerar vissa aspekter. Områdenas innehåll inriktas mot att självkritiskt förnyat värdera aspekter som inte fångas i den fortlöpande och systematiska värderingen som ska göras enligt 10 § 1 kärntekniklagen eller på förekommen anledning men som är relevanta att värdera i samband med helhetsbedömningen. Genom att i områdena ange *som ska värderas* utesluts inte möjligheten att vid behov värdera fler aspekter än de som angivits.

### 1 – Kärnkraftsreaktorns konstruktion

De specificerade aspekter inom området kärnkraftsreaktorns konstruktion som ska värderas är

1. identifieringen av händelser och förhållanden samt indelningen av dessa i händelseklasser
2. oberoendet mellan djupförvarsnivåer,
3. identifieringen av områden, utrymmen strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten samt manuella uppgifter och organisatoriska förutsättningar som bidrar till att fullgöra de funktioner som anges i 4 kap. 2–4 §§ Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer,
4. klassificeringen av strukturer, system och komponenter utifrån deras betydelse för att fullgöra de funktioner som anges i 4 kap. 2–4 §§ Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer,
5. driftsäkerheten hos de funktioner som anges i 4 kap. 2–4 §§ Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS-K) om konstruktion av kärnkraftsreaktorer,
6. funktionssäkerheten hos strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten,
7. tåligheten hos strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten mot miljöbetingelser, belastningar och andra effekter,
8. underhållsmässigheten för strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten, och
9. anpassningen av kärnkraftsreaktorns konstruktion till människans förmåga.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av att identifiering och händelseklassning av händelser och förhållanden är fortsatt aktuell och giltig. Värderingen görs i tillämpliga fall mot bakgrund av de förutsättningar och antaganden om tillgänglighet, kapacitet och villkor och begränsningar för normal drift som använts som konstruktionsgrund för strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten, för att utröna om dessa fortsatt är giltiga.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering av oberoendet mellan djupförvarsnivåer och om dess bakomliggande motiv fortfarande är giltiga med den nya kunskap som finns vid den aktuella tidpunkten.

Med punkt 3 avses en förnyad värdering om klassificeringen är aktuell och giltig med tanke på ställda krav, nya kunskaper och erfarenheter från liknande kärnkraftsreaktorer och omvärldsbevakning.

Motsvarande resonemang kan föras för punkt 4-9.



Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

### Bakgrund och överväganden

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1.

När befintliga kärnkraftsreaktorer konstruerades, uppfördes och driftsattes utvärderades de mot dåtidens krav på strålsäkerhet. Nya kärnkraftsreaktorer är konstruerade mot moderna krav. Ett exempel är att nya kärnkraftsreaktorer konstrueras med skydd mot svåra haverier, medan befintliga kärnkraftsreaktorer har genomfört anläggningsändringar för att åstadkomma skydd mot svåra haverier, exempelvis krav på filtrerad tryckavlastning och oberoende härdsnödkylning. Trots att anläggningsändringar införts så behöver befintliga kärnkraftsreaktorer förnyat värderas så att de så långt möjligt och rimligt är lika säkra som nya. Ett exempel som berör punkt 2 är val som legat till grund för anläggningarnas utformning. Att förnyat värdera dessa val i samband med helhetsbedömningen ger förutsättningar till förbättrat oberoende i djupförsvarsnivåer, något som är eftersträvansvärt då det förbättrar strålsäkerheten. Vikten av en sådan förnyad värdering är något WENRA:s TIRP redogör i vägledning om tillämpning av artikel 8a i EU-2014/87/Euratom. WENRA framhåller där att om förbättringar på en viss nivå av djupförsvaret inte visas rimliga eller möjliga i specifika fall, vidtas nödvändiga mått och steg för att om möjligt kompensera med förbättringar på andra nivåer av djupförsvaret.

Konstruktionsaspekterna som specificeras för värdering enligt punkterna är ett urval av de krav på konstruktion som framgår av krav i 4 kap. SSMFS-K. Dessa aspekter bedöms särskilt viktiga att förnyat värdera i samband med helhetsbedömning. Grunderna för kärnkraftsreaktorns konstruktion utgår bl.a. från de förutsättningar som antogs då en viss struktur, system eller komponent dimensionerades för exempelvis tålighet, tillgänglighet och funktion. Om kunskapsläget som råder vid tidpunkten för helhetsbedömningen hade funnits vid tidpunkten för konstruktion av strukturer, system och komponenter, hade dessa då utformats på annat sätt enligt andra förutsättningar? Om avvikelser identifieras, vilka är skälen till att dessa är godtagbara eller behöver åtgärder vidtas? I en förnyad värdering kan exempelvis en standard, mot bakgrund av det aktuella kunskapsläget och de erfarenheter som finns, värderas på nytt.

Området avser den teoretiska grunden för kärnkraftreaktorns konstruktion. Att kärnkraftsreaktorns strukturer, system och komponenter fungerar på avsett vis och har förutsättningar att göra så även framöver värderas inom område 2.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.

## 2 – Hantering av åldringsrelaterade försämringar

De specificerade aspekter inom området hantering av åldringsrelaterade försämringar av strukturer, system och komponenter av betydelse för strålsäkerheten som ska värderas är

1. programmet för hantering av åldringsrelaterade försämringar,
2. påverkan av teknologisk åldring,
3. analyserna av tidsbegränsande åldringsmekanismer, och
4. tillgängligheten.



**Allmänt råd till punkten 3 område 2 Hantering av åldringsrelaterade försämringar**

Omfattningen av analyser av tidsbegränsande åldringsmekanismer bör motsvara vad som anges i IAEA Safety Report Series No. 82.

**Tillämpning av bestämmelsen**

Med punkt 1 avses en förnyad värdering med syfte att verifiera att program för hantering av åldringsrelaterade försämringar är heltäckande, ändamålsenligt och implementerat. Huruvida programmet är heltäckande kan exempelvis vid förnyad värdering innebära att verifiera att programmet omfattar samtliga strukturer, system och komponenter av betydelse för strålsäkerheten. Programmet kan visas ändamålsenligt om det möjliggör identifiering av relevanta åldringsmekanismer baserad på erfarenheter och vetenskaplig grund, samt omfattar lämpliga åtgärder för att övervaka, kontrollera och minimera eventuella effekter av åldringsmekanismerna. Av bestämmelsen ingår vidare att förnyat värdera att programmet är implementerat i verksamheten, bl.a. att arbetsmoment beskrivs i tillräcklig omfattning av ledningssystemet samt att detta tillämpas i organisationen. Bestämmelser om program för hantering av åldringsrelaterade försämringar framgår av 2 kap. 5 § SSMFS-D med preciseringar i 6 kap. 10 § SSMFS-D och det avser vanligen ett program som samordnar andra program inom verksamheten (kemi, miljötålighet, underhåll, återkommande kontroll, m.fl.) vars syfte är att bidra till upprätthållande av driftsäkerheten i kärnkraftsreaktorn.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering avseende konceptuell åldring, (eng. *obsolescence*) som är en viktig aspekt att beakta då anläggningar blir äldre. Konceptuell åldring kan delvis hanteras genom att organisationen arbetar med bevakning av de standarder som låg till grund för konstruktion och utformning av anläggningens strukturer, system och komponenter. Det möjliggör att dessa standarder kan aktualitetsgranskas och förnyat värderas mot utvecklingen inom vetenskap och teknik samt att information om tillgången till reservdelar och ersättningskomponenter kan spridas inom organisationen.

Med punkt 3 avses analyser av *tidsbegränsande åldringsmekanismer* för att visa att aktuella strukturer, system och komponenter är acceptabla för fortsatt drift, vanligen under den tidsperiod som helhetsbedömningen omfattar eller av den planerade återstående drifttiden. Att analyserna är fortsatt giltiga kan exempelvis påvisas genom att acceptanskriteriet för strukturen, systemet eller komponenten är uppfyllt eller att korrigerande åtgärder vidtas för att påvisa att strukturen, systemet eller komponenten är fortsatt tillförlitlig. Vanligtvis påvisas ett av följande tre alternativ för att en analys av en tidsbegränsande åldringsmekanism är acceptabel om det under den tidsperiod som helhetsbedömningen omfattar visas att:

- ursprunglig analys är fortsatt giltig,
- uppdaterad analys är giltig, eller
- det visas via åldringshanteringsprogrammet att åldringsmekanismer och/eller åldringseffekterna kan hanteras fram till tidpunkten för nästa helhetsbedömning.

Med punkt 4 avses en förnyad värdering av tillräcklig tillgänglighet med utgångspunkt i värderingarna enligt punkterna 1-3, och ytterligare information såsom exempelvis systemhälsa. Vid värdering av tillgängligheten redogörs för den faktiska tillgängligheten hos strukturer, system och komponenter som har betydelse för strålsäkerheten. Den faktiska tillgängligheten utvärderas mot den teoretiska tillgängligheten. Begreppet tillgänglighet förklaras i 4 kap. SSMFS-K.

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1. Ytterligare stöd finns i:

- Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA:s NS-G-2.12, IAEA, 2009,

- Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), IAEA:s SRS-82, och
- Redovisning av åldringsrelaterade tidsberoende analyser för långa drifttider i samband med återkommande helhetsbedömningar, Strålsäkerhetsmyndigheten utredningsrapport, SSM2012-1302, 2012.

### Bakgrund och överväganden

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1. Analyser av tidsbegränsande åldringsmekanismer har dock inte angetts tidigare.

Då åldringshanteringsprogrammet samordnar andra program är det motiverat att åtminstone i samband med helhetsbedömning ta ett helhetsgrepp och värdera enligt bestämmelsens punkt 1. Huruvida programmet är heltäckande efterfrågas då det innebär att i tillämplig omfattning redogöra för den utveckling och viktiga händelser som pågår i de underliggande program och manuella uppgifter som åldringshanteringsprogrammet samordnar. Det möjliggör bl.a. en genomgång av det arbete och forskning som bedrivs för att kunna upptäcka kända skadeeffekter på okända ställen och vice versa. Stöd för detta finns i Issue I2.3 i WENRA:s SRL som anger att en helhetsbedömning ska användas för att värdera att åldringshanteringsprogrammet är ändamålsenligt och heltäckande. Issue I2.5 anger vidare att åldringshanteringsprogrammet som minst ska aktualitetsgranskas i samband med helhetsbedömningen, så att ny kunskap, mer sofistikerade verktyg och metoder kan implementeras.

Analyser av tidsbegränsande åldringsmekanismer av strukturer, system och komponenter är analyser av parametrar som beskriver kärnkraftreaktorns åldringsstatus och som har betydelse för att de grundläggande funktionerna upprätthålls. Analyserna innehåller en specifik åldringsmekanism vars påverkan på strukturer, system och komponenter förändras med tiden. Det kan exempelvis gälla allmän korrosion, erosionskorrosion, spänningskorrosion, utmattningskorrosion, bestrålningsförsprödning eller termisk åldring. Åldringsmekanismen kan ge upphov till åldersdegradering, t.ex. förlust av material (godsfortunning), sprickbildning, ändring av materialegenskaper eller förlust av en förspänning.

En sådan analys innehåller vanligen en tidsberoende parameter som sedan används för att värdera en analysparameter som jämförs mot ett acceptanskriterium i relation till antagna konstruktions- eller driftsgränser. Exempel på tidsberoende parametrar är drifttid, neutronfluens (integrerat totala antalet neutroner över tid,  $n/m^2$ ) eller antal lastcykler. Exempel på en analysparameter är brottseghet, utnyttjandefaktor för utmattningskorrosion, sprickstorlek, godstjocklek eller förspänningskraft. Resultaten av analyserna är acceptabla om de uppfyller formulerade acceptanskriterier. Acceptanskriterier kan t.ex. vara att den kumulativa utnyttjandefaktorn för utmattningskorrosion måste understiga 1,0 ( $U < 1,0$ ), att uppkomna sprickor eller godsfortunning i en komponent är av en sådan begränsad storlek att komponentens strukturella integritet är tillräcklig. Exempel på formulering av acceptanskriterier för några centrala analyser av tidsbegränsande åldringsmekanismer finns i Strålsäkerhetsmyndighetens utredning SSM2012-1302.

Som framgår av beskrivningen om punkt 3 under vägledningsrubriken tillämpning av bestämmelsen ovan vidtas korrigerande åtgärder om analyserna inte är giltiga. En korrigerande åtgärd kan t.ex. vara reparation eller utbyte av en komponent men även att man t.ex. genomför åtgärder för att minska neutronfluensen på reaktortankväggen eller ändrar vattenkemin på ett sådant sätt att effekten av en åldringsmekanism mildras. Många gånger kan man även genomföra en kombination av förfinade beräkningar och/eller relaxera konservativa antaganden för t.ex. termiska transienter i de ursprungliga analyserna vid kärnkraftsreaktorns konstruktion. Det kan även påvisas att man med ett implementerat åldringshanteringsprogram har tillräcklig kontroll på effekterna av åldringsmekanismen

fram till slutet av tidsperioden som helhetsbedömningen omfattar. T.ex. kan utökad oförstörande provning av komponenten säkerställa att sprickbildning inte sker och därmed säkerställs kontroll av analysparametern.

Analysen av tidsbegränsande åldringsmekanismer finns definierat i IAEA:s SRS-82. Sådana analyser benämns där Time Limiting Ageing Analyses (TLAA). Appendix II i IAEA:s SRS-82 innehåller en lista över analyser av tidsbegränsande åldringsmekanismer för mekaniska komponenter, byggnadsstrukturer samt elektrisk-, instrumenterings- och kontroll-utrustning för olika typer av reaktorer. Det kan även finnas andra tidsbegränsande analyser än de som finns angivna i Appendix II som kan vara relevanta för en typ av kärnkraftsreaktor t.ex. på grund av inträffade händelser med ålderspåverkan på oväntade ställen.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har följande beaktats:

- IAEA:s SSG-25,
- IAEA:s NS-G-2.12 avseende åldringshantering,
- IAEA:s SRS-82 avseende analyser av tidsbegränsande åldringsmekanismer, och
- Issue I2.3 och Issue I2.5 i WENRA:s SRL avseende att en helhetsbedömning ska användas för att värdera att åldringshanteringsprogrammet är aktuellt, effektivt, heltäckande och implementerat.

### 3 – Värderingar av antagna händelser och förhållanden

De specificerade aspekter inom området värderingar av antagna händelser och förhållanden som ska värderas är

1. deras omfattning, och
2. de tillämpade metoderna och acceptanskriterierna.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av att värderingarna av antagna av händelser och förhållanden enligt 3 kap. är aktuella, i detta fall att de omfattar samtliga identifierade händelser och förhållanden enligt punkten 1 i område 1 samt att hänsyn har tagits till ny kunskap samt utvecklingen inom vetenskap och teknik.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering av de metoder och acceptanskriterier som tillämpats mot den utveckling som skett eller ny kunskap som tillkommit inom området. Det innebär att förnyat värdera det sätt med vilken värderingen genomförts för att se att de fortsatt är giltiga, exempelvis genom val av metoder, val av konservativa eller realistiska antaganden, vilka modeller, optioner och korrelationer som används, tillämpade konservatismen, samt hur värdering görs mot acceptanskriterier.

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

#### Bakgrund och överväganden

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1.

Bestämmelsen är utformad så att den förnyade värderingen av området ska utmynna i slutsatser avseende om värderingarna av antagna händelser och förhållanden i tillräcklig

utsträckning tar hänsyn till ny kunskap och nya erfarenheter av aspekter som inte nödvändigtvis ifrågasätts i det kontinuerliga uppdateringsarbetet.

Krav på värderingar av antagna händelser och förhållanden framgår av 3 kap. 1 §. Denna bestämmelse avser att förnyat värdera huruvida dessa är fortsatt aktuella, att de har ändamålsenlig omfattning och att hänsyn tagits till utvecklingen inom vetenskap och teknik.

Värderingar av aspekter kopplade till händelser och förhållanden i händelseklass H1 ingår i tillämplig omfattning i område 7 och 8.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.

### 4 – Värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser

De specificerade aspekter inom området värdering med probabilistiska säkerhetsanalyser som ska värderas är

1. deras omfattning,
2. de tillämpade metoderna med tillhörande antaganden, och
3. de tillämpade kriterierna vid värdering av resultat.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av huruvida värderingarna enligt 4 kap. i dess olika tillämpningar fortsatt är aktuella i det att de uppfyller sina syften, givet ny kunskap och nya erfarenheter. Detta gäller såväl den probabilistiska säkerhetsanalysens grundtillämpning för att identifiera styrkor och svagheter som specifika tillämpningar som kan behövas för ett risk-informerat beslutsfattande i olika frågor. Även huruvida analyserna är giltiga ingår, bl.a. genom att förnyat värdera om resultatet av sällningen av händelser och förhållanden är fortsatt giltigt.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering av att tillämpade metoder med tillhörande antaganden fortfarande är ändamålsenliga (aktuella och giltiga) med hänsyn till bl.a. ny kunskap och nya erfarenheter.

Med *metoder* i punkt 2 avses exempelvis tillvägångssätt vid värdering av rumshändelser.

Med *tillhörande antaganden* i punkt 2 avses exempelvis antaganden om tillgänglighet, kapacitet och möjliga beroenden för strukturer, system och komponenter.

Med punkt 3 avses en förnyad värdering av att använda kriterier är ändamålsenliga bl.a. med hänsyn till ny kunskap och nya erfarenheter. I detta ingår beaktandet av osäkerheter i resultat och resultattolkning.

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

#### Bakgrund och överväganden

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1.

Bestämmelsen är utformad så att den förnyade värderingen av området ska utmytna i slutsatser avseende om de probabilistiska säkerhetsanalyserna i tillräcklig utsträckning tar

hänsyn till ny kunskap och nya erfarenheter av aspekter som inte nödvändigtvis ifrågasätts i det kontinuerliga uppdateringsarbetet.

Av WENRA:s TIRP framgår att probabilistiska säkerhetsanalyser, för en befintlig kärnkraftsreaktor, är bra för att identifiera de konstruktions- eller driftsaspekter där möjliga och rimliga förbättringar kan åstadkommas.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.

### 5 – Utredning av inträffade händelser och förhållanden samt erfarenhetsåterföring

De specificerade aspekter inom området utredning av inträffade händelser och förhållanden samt erfarenhetsåterföring som ska värderas är

1. rutinerna som används,
2. indikatorerna för strålsäkerhet som används, och
3. om vidtagna åtgärder för att förbättra strålsäkerheten har gett önskad effekt.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av att exempelvis rutinerna för utredning av inträffade händelser och förhållanden enligt 3 kap. 18 § SSMFS 2018:1, respektive rutinerna för erfarenhetsåterföring och utvärdering av strålsäkerheten, enligt 2 kap. 19 § respektive 20 § SSMFS-D är ändamålsenliga. Det kan innebära att värdera om rätt frågor identifieras, om dessa frågeställningar hanteras/utreds på rätt sätt samt om resultatet tas om hand av organisationen. Exempelvis kan organisationen med beaktande av nya erfarenheter värdera intervall för kontroll och provning samt behovet av underhållsåtgärder. Det kan också vara att erfarenheter inhämtas från händelser och rapportervärda omständigheter som inträffat på kärnkraftsreaktor, eller andra liknande kärnkraftsreaktorer, för att på nytt värdera vilka strålsäkerhetshöjande åtgärder som kan behövas för att säkerställa tillförlitlighet hos strukturer, system och komponenter att utföra funktioner som har betydelse för strålsäkerheten. Erfarenheter kan även inhämtas genom de rapporteringar som görs av de internationella systemen genom t.ex. IRS (*International Reporting System for operating experience*), WANO (*World Association of Nuclear Operators*), m.fl.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering av de mål och riktlinjer för drift av kärnkraftsreaktor och indikatorer för strålsäkerhet enligt 2 kap. 1 § SSMFS-D respektive 2 kap. 19 § SSMFS-D. I tillämpliga fall kan även förnyad värdering utföras genom analys av trender utgående från exempelvis:

- erfarenheter från drift (såväl från aktuell kärnkraftsreaktor, dess förlägningsplats som från omvärlden),
- dokumenterad data från underhåll, funktionsprovning och återkommande kontroll enligt 6 kap. 5 § SSMFS-D, och
- tillgänglighet hos strukturer, system och komponenter med betydelse för strålsäkerheten.

Med punkt 3 avses en förnyad värdering av dels att åtgärder identifieras som kan förbättra strålsäkerheten och dels att dessa åtgärder implementeras. Detta kan ske genom att beskriva ett urval signifikanta erfarenheter och inträffade händelser och förhållanden, ange organisationens värdering av dessa samt vilka åtgärder som vidtagits för att motverka dessa typer av händelser. Vidare värderas om vidtagna åtgärder har gett önskad effekt och om detta har förbättrat strålsäkerheten, eller om lärdomar kan dras som kan förändra framtida förbättringsarbeten.

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

### Bakgrund och överväganden

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1. Krav på erfarenhetsåterföring och utredning av händelser framgår av 3 kap. SSMFS 2018:1.

Historiskt har det visats att då förmågan hos strukturer, system och komponenter att hantera händelser och förhållanden inte varit tillräcklig, kan problemen ofta spåras till att konstruktions- och driftförutsättningarna varit felaktiga. Detta kopplar även i tillämpliga fall till övriga områden i helhetsbedömningen. Möjligheten att upptäcka sådana fel ökar om analyser av inträffade händelser görs ändamålsenligt, och exempel på hur detta hanterats i verksamheten kan redogöras för.

Ett väl fungerande program för intern- och extern erfarenhetsåterföring kännetecknas av att det är implementerat och omhändertar både generella erfarenheter som rör strålsäkerheten samt specifika erfarenheter som rör en åldrande anläggning. Bestämmelsen är utformad så att den förnyade värderingen ska mynna ut i slutsatser om hur väl erfarenhetsåterföring fungerar, om de åtgärder som vidtas implementeras i rätt tid och om åtgärderna ger avsedd effekt.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.

## 6 – Organisation, ledning och styrning

De specificerade aspekter inom området organisation, ledning och styrning som ska värderas är

1. organisationen,
2. ledningen och styrningen,
3. säkerhetskulturen, och
4. kompetensen och bemanningen.

### Tillämpning av bestämmelsen

Området avser en förnyad värdering med syfte att verifiera att organisationen, ledningssystemet respektive säkerhetskulturen bidrar ändamålsenligt till upprätthållandet och utvecklandet av strålsäkerheten. Avsikten är att aspekterna värderas på så sätt att det blir signifikant för hela kärnkraftsreaktorn, det betyder inte nödvändigtvis att varje del av exempelvis organisationen eller ledningssystemet behöver värderas. För detta kan aspekterna tillämpas både på en övergripande nivå och i varierande grad för olika delar inom den kärntekniska verksamheten.

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av bl.a. att principerna för organisationens uppbyggnad är ändamålsenliga samt att fördelning av ansvar och befogenheter utifrån dessa principer bidrar till kärnkraftsreaktorns säkra drift.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering av bl.a. att ledningssystemets utformning och omfattning är ändamålsenlig och bidrar till att verksamheten kan upprätthålla och utveckla strålsäkerheten. Om det eventuellt noterats avvikelser mellan ledningssystemets riktlinjer och faktiskt utförande i verksamheten, kan detta utgöra underlag för värdering av punkt 3.



Underlaget kan då innehålla en aggregerad värdering av orsaker till avvikelserna och hur dessa åtgärdas.

Med punkt 3 avses en förnyad värdering av bl.a. att olika delar av verksamheten på alla nivåer i organisationen främjar en god säkerhetskultur på ett ändamålsenligt och tillräckligt sätt. Detta omfattar exempelvis att organisationen främjar en ifrågasättande attityd, lärande kultur och värderar hur chefer och ledare bidrar till detta. Begreppet säkerhetskultur förklaras i SSMFS 2018:1.

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

### Bakgrund och överväganden

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1.

Området organisation, ledning och styrning är kravställt i andra delar av Strålsäkerhetsmyndighetens författningssamling, bl.a. SSMFS 2018:1 och SSMFS-D. Nationell och internationell erfarenhet visar att det är viktigt med god ledning och styrning i strålsäkerhetsarbete, se även WENRA PSR och ONR PSR. Det gäller både för kärnkraftsbranschen som inom andra branscher.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.

## 7 – Skydd av arbetstagare mot exponering för joniserande strålning

De specificerade aspekter inom området skydd av arbetstagare mot exponering för joniserande strålning som ska värderas är

1. om innehållet av radioaktiva ämnen i kärnkraftsreaktorns strukturer, system och komponenter har begränsats så långt som det är möjligt och rimligt, och
2. om skyddet är optimerat både kortsiktigt och långsiktigt med beaktande av såväl kollektivdoser som individdoser.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av att uppbyggnad och spridning av radioaktiva ämnen i kärnkraftsreaktor har begränsats genom exempelvis ändamålsenlig konstruktion, driftparametrar (borering, reningsflöde, etc.), styrning av vattenkemin, effektiviteten hos reningssystemen och eventuellt nyttjande av systemdekontaminering. Även effektiviteten i det arbete som genomförs för att förebygga bränsleskador samt strategi och rutiner, ur ett strålskyddsperspektiv, för hantering av skada när sådan uppstår värderas enligt punkt 1. Kopplingen till område 1 konstruktion beaktas bl.a. genom att förnyat värdera om system, komponenter, materialval, strålskärmar etc. bidrar till ett aktuellt och ändamålsenligt strålskydd för arbetstagarna. Exempelvis kan värderingen omfatta hur ALARA-principen tillämpas för konstruktionen och om förutsättningar finns för att ytterligare begränsa exponeringen.

Med *optimerat kortsiktigt* i punkt 2 avses en förnyad värdering av att planering, genomförande och uppföljning av arbeten vid drift och avställningar är ändamålsenliga. Stöd i denna värdering kan tas av tillämpliga indikatorer enligt 2 kap. 20 § SSMFS-D. Exempel på indikatorer kan vara dosplanering, dosuppföljning, antal incidenter och spridning av aktivitet.

Med *optimerat långsiktigt* i punkt 2 avses en förnyad värdering av utfall, effekt och ändamålsenligheten av ALARA-programmet. Detta omfattar värdering av källtermsreduktion och utbildning men även förutsättningar vad gäller t.ex. skyddsutrustning, planeringsverktyg, individuell dosplanering. Som indikatorer kan både planerade och potentiella stråldoser i kollektiv- och individdosutvecklingen användas med jämförelser mot andra liknande kärnkraftsreaktorer samt kärnkraftsreaktorns kontaminationsbild av arbetstagare och anläggning.

Med punkt 2 avses även en förnyad värdering av optimeringen som görs vid omhändertagande av kärnavfall. Optimeringen kan då även omfatta påföljande steg i hanteringskedjan som organisationen ansvarar för samt tillämplig samordning med berörda parter, vilket samordnas med värdering enligt område 10.

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

### **Bakgrund och överväganden**

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1.

I område 1 om kärnkraftsreaktorns konstruktion ingår att värdera anpassningen av kärnkraftsreaktorns konstruktion till förutsättningar för och möjlighet att genomföra manuella uppgifter eller till skyddet mot exponering av arbetstagare för joniserande strålning. Det finns således en koppling mellan område 1 och 7 avseende konstruktion för att uppnå skydd av arbetstagare mot exponering för joniserande strålning som behöver beaktas i den förnyade värderingen.

Punkterna 1 och 2 innehåller båda delvis en utvärdering av såväl konstruktion som de rutiner som används vid drift av kärnkraftsreaktor. Om den förnyade värderingen påvisar förbättringsbehov av exempelvis konstruktionens utformning, driftsätt eller arbetsrutiner vidtas lämpliga åtgärder. Båda dessa punkter värderas fortlöpande inom program för långsiktiga dosreducerande åtgärder för arbetstagare enligt 4 kap. 2 § SSMFS-D men i helhetsbedömningen görs förnyade värderingar av de mål, riktlinjer och åtgärder som tillämpas samt eventuella tillämplade indikatorer för utvärdering enligt 2 kap. 20 § SSMFS-D. Detta för att se om dessa är aktuella och ändamålsenliga.

Som indikator vid långsiktig optimering kan kontaminationsbild av arbetstagare och anläggning användas. Kontaminationsbild av arbetstagare är hur anläggningen arbetar med att mäta och följa upp arbetstagens kontamination vid inre och yttre kontaminationsmonitorer och hur detta används i styrning av strålskyddsarbetet (skyddskläder, PJB/PJD, övervakning m.m.). I anläggningens kontaminationsbild ingår bl.a. hur många rum som är kontaminerade över 40 kBq/m<sup>2</sup> (gul eller röd kontaminationszon), hur många händelser med kontamination på blåklassat område som inträffar, annan okontrollerad spridning av kontamination inom eller utom kontrollerat område.

### **Äldre bestämmelser**

Kravet är nytt.

### **Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.



## 8 – Skydd av allmänhet och miljön mot exponering för joniserande strålning

De specificerade aspekter inom området skydd av allmänheten och miljön mot exponering för joniserande strålning som ska värderas är

1. de långsiktiga trenderna avseende utsläpp till miljön och halter av radioaktiva ämnen,
2. övervakningen, provtagningen och mätningen för lokal miljöövervakning,
3. beskrivningen av närmiljön och dess användning.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av långsiktiga trender avseende utsläpp och halter av radioaktiva ämnen både nuklidspecifikt och med hänsyn till fysikalisk och kemisk form. Syftet är att värdera om skyddet av allmänhet och miljön mot exponering för joniserande strålning är optimerat och om utsläpp till miljön begränsas så långt som det är möjligt och rimligt. I detta ingår att förnyat värdera de målvärden, vidtagna åtgärder och i tillämpliga fall indikatorer enligt 4 kap. 10 § SSMFS-D (program för långsiktig begränsning av utsläpp av radioaktiva ämnen) för att se om de är aktuella och ändamålsenliga. I tillämpliga fall ingår även en förnyad värdering av att valda dosrestriktioner är aktuella och ändamålsenliga. Utgående från dosrestriktioner kan även en jämförelse mot den effektiva stråldosen till allmänheten som beräknas utifrån uppmätta utsläppsvärden ingå. Om den förnyade värderingen påvisar förbättringsbehov av exempelvis konstruktionens utformning, driftsätt eller arbetsrutiner vidtas lämpliga åtgärder. Ett exempel kan vara en utvärdering av att filter och utsläppsbegränsande system fungerar effektivt och optimalt och är anpassade till driften av kärnkraftsreaktorn mot kravet på ”så långt som det är möjligt och rimligt med hänsyn till befintlig teknisk kunskap samt ekonomiska och samhälleliga faktorer” i 3 kap. 9 § strålskyddslagen. I författningskommentaren till bestämmelsen (prop. 2017/18:94 s. 139 f.) finns stöd i tolkningen av bedömningen av vad som är möjligt och rimligt.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering av att den övervakning som sker är tillräcklig och ändamålsenlig samt att de uppmätta utsläppen motsvarar faktiska utsläpp. Punkten kan även innehålla en värdering av att provtagningsmetoder och mätmetoder överensstämmer med aktuella standarder. För den lokala miljöövervakningen kan värderingen göras med beaktande av hur omgivningarna har förändrats.

Med punkt 3 avses en förnyad värdering av att omgivningen och dess användning (markanvändning, demografi, infrastruktur m.m.) är aktuella så att de beräknade stråldoserna baseras på aktuella förutsättningar. Det kan även ingå en verifiering av modellerna för dosberäkning utgående ifrån beräknade koncentrationer i miljön hämtade från den lokala miljöövervakningen.

Med punkt 2 och 3 avses också en förnyad värdering av de berörda målvärden, vidtagna åtgärder och i tillämpliga fall indikatorer enligt 4 kap. 11 § SSMFS-D (program för lokal miljöövervakning).

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

### Bakgrund och överväganden

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1.

Bestämmelsen är utformad så att den förnyade värderingen kan ge svar på om organisationen har ett ändamålsenligt och effektivt skydd av allmänhet och miljön mot exponering för joniserande strålning. I denna förnyade värdering ifrågasätts bl.a. grunderna för program för långsiktig begränsning av utsläpp av radioaktiva ämnen enligt 4 kap. 10 §

SSMFS-D och program för lokal miljöövervakning enligt 4 kap. 11 § SSMFS-D mot bakgrund av bl.a. utvecklingen inom vetenskap och teknik samt nya erfarenheter.

I område 1 om kärnkraftsreaktors konstruktion ingår att värdera att kärnkraftsreaktors konstruktion är ändamålsenligt utformad. Det finns således en koppling mellan område 1 och 8 avseende konstruktion för att uppnå skydd av allmänhet och miljön mot exponering för joniserande strålning som behöver beaktas i den förnyade värderingen.

#### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

#### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.

### 9 – Hantering och samordning vid inträffade händelser och förhållanden

De specificerade aspekter avseende hantering och samordning vid inträffade händelser och förhållanden och som kräver samordning med andra organisationer som ska värderas är

1. de utrymmen, områden, strukturer, system och komponenter samt ej installerad utrustning som behövs,
2. förutsättningar för manuella uppgifter och organisatoriska förutsättningar,
3. innehållet i och utvärderingen av utbildningar och övningar, och
4. den förberedda samordningen.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Området avser inträffade händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten med fokus på hantering och samordning av dessa både internt och externt. Inträffade händelser och förhållanden kan t.ex. omfatta radiologiska nödsituationer, antagonistiska händelser och förhållanden eller bränder. För respektive inträffade händelser och förhållanden avses att förnyade värderingar genomförs av punkterna 1-3 där syftet är att värdera förmågan att omhänderta dessa händelser och förhållanden med utgångspunkt från både den interna organisationens förmåga såväl som den samverkan som sker med andra organisationer både lokala och nationella aktörer.

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av att exempelvis samlingsplatser, ledningscentraler och möjliga platser för logistikcenter, tillgänglig skyddsutrustning, mobil reservkraft är ändamålsenliga.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering av att förutsättningar för manuella uppgifter och organisatoriska förutsättningar avseende hantering och samordning är ändamålsenliga.

Med punkt 3 avses en förnyad värdering av utbildningars och övningars ändamålsenlighet och hur erfarenheter tas tillvara. Det medför bl.a. att visa vilka fokusområden och mål som utbildningarna och övningarna ges utifrån vunna erfarenheter och hur dessa behöver utvecklas framgent. Är de scenarier som tillämpas vid övningarna relevanta? Medverkar samtliga berörda aktörer? Utgör genomförda övningar en sammantagen och heltäckande bild som kan svara mot en verklig händelse och förhållande? Finns det nya metoder som kan tillämpas för att få realistiska förhållanden?

Med punkt 4 avses en förnyad värdering av att förberedd samordning med lokala och nationella aktörer som krävs är tillräcklig och ändamålsenlig.

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

### Bakgrund och överväganden

Det har tidigare funnits allmänna råd som berör den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1. Aspekter avseende skydd mot bränder har dock inte funnits tidigare.

Inträffade händelser och förhållanden kan t.ex. omfatta radiologiska nödsituationer, antagonistiska händelser och förhållanden eller bränder. Dessa händelser och förhållanden kräver någon form av hantering och samordning både internt och externt. Därför är det relevant att genomföra en förnyad värdering av vissa aspekter som berör bl.a. beredskap och krishantering samt skydd mot antagonister och bränder.

### Äldre bestämmelser

Kravet är nytt.

### Referenser

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.

## 10 – Kärnämne och kärnavfall samt förberedelser inför avveckling

De specificerade aspekter inom området kärnämne och kärnavfall samt förberedelser inför avveckling som ska värderas är

1. begränsningen av uppkomsten av kärnavfall,
2. förutsättningarna för omhändertagande av kärnavfall och kärnämne som inte används på nytt, och
3. förutsättningarna för den framtida avvecklingen av kärnkraftsreaktorn.

### Tillämpning av bestämmelsen

Med punkt 1 avses en förnyad värdering av om de åtgärder som vidtas för att begränsa uppkomst av kärnavfall är tillräckliga och ändamålsenliga. Detta gäller såväl hur fortlöpande verksamhet genomförs som vilka aspekter som beaktas vid tekniska ändringar. Exempel på aspekter att beakta kan vara ändringars utformning, omfattning och hur de genomförs. Vidare kan materialegenskaper hos, och avsedd användning av, komponenter behöva beaktas för att värdera hur det kan påverka aktivitetsinnehållet i kärnavfall vid såväl drift som framtida avveckling av kärnkraftsreaktorn.

Med punkt 2 avses en förnyad värdering av om förutsättningarna är giltiga och så långt som det är möjligt och rimligt heltäckande för att ta hand om såväl befintligt som förväntat kärnavfall och kärnämne som inte används på nytt, till exempel förutsättningar som har betydelse för slag och mängd av kärnavfall och förutsättningar för lagring, behandling, transport och slutförvaring, alternativt friklassning, av kärnavfall. Förutsättningar som har betydelse för slag och mängd av kärnavfall kan till exempel vara förändringar i konstruktion eller drift som påverkar mängder eller egenskaper hos kärnavfall. Förutsättningar för lagring, behandling, transport och slutförvaring kan till exempel vara krav på emballering och bestämning av aktivitetsinnehåll, eller krav för att tillgodose en strålsäker hantering.

Förutsättningarna för omhändertagande kan ha ändrats till följd av utveckling inom vetenskap och teknik. Förutsättningarna kan även ha ändrats till följd av samhällsliga faktorer, t.ex. förutsättningar för transport av kärnavfall eller möjligheten till avsättning för friklassat material. Förändrade förutsättningar för omhändertagande kan innebära att befintliga avfallsplaner enligt 5 kap. 9 § SSMFS 2018:1 behöver omarbetas, inklusive den värdering av olika sätt att ta hand om kärnavfall och kärnämne som inte används på nytt som ligger till grund för avfallsplanerna.

En specifik och central förutsättning för omhändertagande av kärnavfall och kärnämne som inte används på nytt är acceptanskriterier för avfall, eftersom dessa har betydelse för hur avfall behandlas och emballeras. Acceptanskriterier för avfall kan till exempel förändras till följd av förändringar i anläggningar och verksamheter, transportmedel och förpackningar. Förändrade acceptanskriterier för avfall kan bland annat innebära att avfallsbeskrivningar för emballerat kärnavfall behöver ses över.

Med punkt 3 avses en förnyad värdering av om förutsättningarna för en framtida avveckling av reaktorn, inklusive dess stödfunktioner, fortfarande är giltiga och så långt som möjligt och rimligt heltäckande. Den förnyade värderingen kan föranleda en översyn av avvecklingsplanen enligt 5 kap. 14 § SSMFS 2018:1 och förändringar i verksamheten för att underlätta en framtida avveckling, enligt 5 kap. 15 § SSMFS 2018:1. Exempel på förutsättningar som kan ha betydelse för en framtida avveckling är

- strategi för att uppnå målet för avvecklingen,
- planerad avställnings- eller servicedrift längre tid än fem år,
- kompetensförsörjning för avvecklingen i relation till kvarstående drifttid,
- tillgång till beprövad teknik för att på ett strålsäkert sätt kunna genomföra de åtgärder som beskrivs i avvecklingsplanen,
- bevarande av för avveckling relevant anläggnings- och verksamhetsdokumentation,
- planerade eller oplanerade förändringar i förekomsten av radioaktiva ämnen i (delar av) anläggningen sedan den senaste värderingen,
- hur och när kärnämne och kärnavfall kan tas om hand, och
- hur och när byggnadsdelar och (delar av) anläggningsplatsen kan nollklassas eller friklassas.

Den förnyade värderingen kan föranleda en översyn av avvecklingsplanen enligt 5 kap. 14 § SSMFS 2018:1 och förändringar i verksamheten för att underlätta en framtida avveckling, enligt 5 kap. 15 § SSMFS 2018:1.

Vid förnyad värdering av aspekterna inom området finns stöd i relevanta *safety factors* i IAEA:s SSG-25, se övergripande kopplingar mellan områden och *safety factors* i tabell 8.1.

### **Bakgrund och överväganden**

Det har tidigare funnits allmänna råd rörande den återkommande helhetsbedömningen, se allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 och till 18 § SSMFS 2008:17. Se även övergripande kopplingar i tabell 8.1.

### **Äldre bestämmelser**

Kravet är nytt.

### **Referenser**

Vid utformning av bestämmelsen har IAEA:s SSG-25 beaktats.

## Bilaga 4: Anmälan innehåll

Med *anmälan* avses ett formellt meddelande om att något kommer att genomföras, till skillnad från en *rapportering* vilket avser ett formellt meddelande om att något har gjorts eller att något har inträffat. Syftet med denna bilaga är att precisera innehållet i en anmälan som ska skickas till Strålsäkerhetsmyndigheten.

### 1 – Anmälan innehåll

Varje anmälan till Strålsäkerhetsmyndigheten ska

1. innehålla en övergripande beskrivning av det som är föremål för anmälan,
2. innehålla en övergripande beskrivning av motiv,
3. innehålla en övergripande beskrivning av vilka författningskrav som berörs och hur dessa uppfylls,
4. innehålla en värdering av konsekvenser för strålsäkerheten,
5. innehålla information om planerad tidpunkt för genomförande,
6. innehålla samtliga revisioner av protokoll eller motsvarande från den fristående strålsäkerhetsgranskningen,
7. göras i ett format som är överenskommet med Strålsäkerhetsmyndigheten, och
8. skickas i god tid innan det som är föremål för anmälan ska tillämpas.

Vid komplettering av en tidigare anmälan, ska det framgå vilken anmälan som kompletteringen avser.

#### Tillämpning av bestämmelsen

Med *övergripande beskrivning* avses grundläggande information som sammantaget ger en bild av sammanhang och referenser till eventuell ytterligare information för att Strålsäkerhetsmyndigheten ska kunna ta ställning till behov av tillsyn av det som anmälan avser, planering av sådan tillsyn och förutsättningar för ytterligare informationsinhämtning vid genomförande av tillsynen.

Med punkt 1 avses information om vad anmälan gäller och hur omfattande det som är föremål för anmälan är i form av t.ex. berörda strukturer, system och komponenter, berörd personal eller mängd dokumentation samt om föremål för anmälan är en tillfällig företeelse eller permanent. Här ingår t.ex. också planerade kompensatoriska åtgärder

Med punkt 2 avses uppgifter om vad som ligger bakom anmälan. Exempel på detta kan vara upptäckta brister som kommer att åtgärdas genom ändrad konstruktion eller eventuella relaterade förelägganden och beslut.

Med punkt 3 avses kortfattad redovisning av de föreskrifter och bestämmelser som sammankopplas med anmälan samt hur dessa uppfylls. Utöver krav i Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter kan det även gälla tillämpningar av standarder, normer eller annat underlag för att styrka kravuppfyllnad.

Med punkt 4 avses såväl positiv som negativ påverkan på strålsäkerheten som helhet t.ex. riskpåverkan, eventuella avsteg från de säkerhetstekniska driftförutsättningarna, påverkan på djupförsvaret eller annan påverkan på strålsäkerheten.

Med punkt 6 avses information om genomförd strålsäkerhetsgranskning. Enligt 6 kap. 1 § tredje stycket ska det som varje anmälan avser vara strålsäkerhetsgranskat. Det är endast protokoll eller motsvarande från den fristående strålsäkerhetsgranskningen som ska ingå i en anmälan.

Med *skickas i god tid innan det som är föremål för anmälan ska tillämpas* i tredje stycket avses att ge Strålsäkerhetsmyndigheten den tid som behövs för att kunna granska anmälan. Hur lång tid innan tillämpning detta behöver ske kan variera beroende på ärendets komplexitet. Flera sakfrågor som hör ihop kan paketeras till en gemensam anmälan där det framgår vilka ändringarna är samt hur de hör ihop.

Med andra stycket avses exempelvis att ange det diarienummer som den första anmälan fick, eller på annat sätt göra det tydligt vilket ärende den kompletterade anmälan avser.

#### **Bakgrund och överväganden**

Kraven på anmälan innehåll har tidigare funnits i 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd. Bestämmelsen har utformats så att det inte blir någon ändring i sak.

#### **Äldre bestämmelser**

Bestämmelsen innebär inte någon ändring i sak i förhållande till 4 kap. 5 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd.