



---

**Arbetsgrupp:** Björn Brickstad, Anna Franzén, Anders Hallman, Lars Skånberg

---

**Författare:** Lars Skånberg

---

**Fastställd** Mats Persson

---

# Utredning avseende den långsiktiga säkerhetsutvecklingen i den svenska kärnkraften och åtgärder med anledning av olyckan i Fukushima

## Sammanfattning

### *Uppdraget och övergripande bedömning*

Den 8 april 2010 gav regeringen Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) i uppdrag att senast den 31 oktober 2012 redovisa en analys av den långsiktiga säkerhetsutvecklingen inom den svenska kärnkraften. Uppdraget omfattar en samlad utvärdering av hur kärnkraftreaktorerna uppfyller ställda säkerhetsmoderniseringskrav, en bedömning av vilka ytterligare krav på säkerhetsförbättringar som behövs för långa drifttider och förhållanden som kan vara avgörande för att driva en reaktor under längre drifttider. I uppdraget ingår även att göra en analys av den svenska tillsynsmodellen inom reaktorsäkerhetsområdet.

Efter olyckan vid det japanska kärnkraftverket Fukushima Dai-ichi utvidgade regeringen uppdraget den 12 maj 2011 till att också samlat redovisa resultat av förnyade säkerhetsutvärderingar (s.k. stresstester), vidtagna och planerade åtgärder vid de svenska kärnkraftreaktorerna med anledning av olyckan samt slutsatser om vilka eventuella ytterligare åtgärder som behöver vidtas vid de svenska kärntechniska anläggningarna.

Efter genomförda analyser och utredningar bedömer SSM att säkerheten vid de svenska kärnkraftverken kan upprätthållas även långsiktigt förutsatt att



ytterligare säkerhetsförbättringar sker och att tillståndhavarna tillämpar effektiv åldringshantering samt att detta prövas regelbundet framöver genom ingående återkommande helhetsbedömningar. Vidare krävs att god säkerhetskultur upprätthålls och att även övriga organisatoriska, personella och administrativa säkerhetsmässiga förutsättningar som inte har omfattats av detta uppdrag upprätthålls och utvecklas på det sätt som följer av lagar och myndighetens föreskrifter.

#### *Säkerhetsförbättringar av kärnkraftreaktorerna*

Kärntekniklagen ställer krav på att säkerheten ska upprätthållas genom att de åtgärder vidtas som krävs för att förebygga fel i utrustning, felaktig funktion hos utrustning, felaktigt handlande, sabotage eller annat som kan leda till en radiologisk olycka. Kravet innebär således att det åligger en tillståndshavare att ständigt arbeta med säkerheten och vidta åtgärder efterhand som erfarenheter vinnas och ny kunskap kommer fram. Detta är ytterligare preciserat i myndighetens föreskrifter

Sedan de svenska kärnkraftverken togs i drift mellan 1972 och 1985 har säkerhetsförbättringar av anläggningarna gjorts när problem uppkommit och händelser inträffat. Efter riksdagens ställningstagande år 1997 i anledning av propositionen ”En uthållig energiförsörjning”, som bland annat ledde till att årtalet då den sista kärnkraftsreaktorn i Sverige skulle stängas togs bort, aktualiserades behoven mer genomgripande säkerhetsmoderniseringar för drift under en längre tid framöver. Dåvarande Statens kärnkraftinspektion (SKI) utarbetade därför föreskrifter om konstruktion och utförande av kärnkraftreaktorer som innebar att sådana moderniseringar av kärnkraftverken inleddes. Föreskrifterna (då SKIFS 2004:2, nu SSMFS 2008:17) trädde i kraft den 1 januari 2005 med vissa övergångsbestämmelser. Dessa syftade till att ge tillståndshavarna tid för att planera och genomföra moderniseringsåtgärderna på ett säkert sätt.

Med utgångspunkt i dessa föreskrifter och beslutade övergångsplaner har tillståndshavarna sedan dess arbetat med analyser och åtgärder för att uppfylla kraven. Övergångs- och åtgärdsplanerna sträckte sig ursprungligen över en period från 2005 till 2013. Arbetet visade sig vara betydligt mer komplicerat och tidskrävande än vad som förutsågs då tillståndshavarna tog fram sina förslag och åtgärdsplanerna beslutades. Fram till den 30 juni 2012 har sammantaget för de tio reaktorernas moderniseringsprogram c:a 60 % av de beslutade åtgärderna genomförts. Det är stora skillnader i framdriften mellan reaktorerna, där det för vissa av anläggningarna återstår mycket att genomföra. Det ska dock påpekas att åtgärderna har varierande säkerhetsbetydelse och omfattning varför enbart en jämförelse av antalet genomförda respektive återstående åtgärder inte ger en rättvisande bild av sammantagen säkerhetsförbättring eller framdrift i respektive åtgärdsprogram. En samlad bedömning av kravuppfyllnaden för varje anläggning är således inte möjlig att göra innan alla åtgärder är genomförda och granskade av SSM. Myndigheten har därför intensifierat tillsynen och uppföljningen av bolagens arbeten så att



återstående åtgärder för att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17 inte drar längre ut i tiden än vad som behövs för att de ska kunna genomföras på ett säkert sätt.

Myndigheten kan vidare konstatera att i flera fall är tillståndshavarnas säkerhetsredovisningar av hur krav tillämpas och verifieras alltför allmänt hållna för att ge en tydlig och fullständig bild av hur föreskrifterna blir omhändertagna. Granskningar har även visat att tillståndshavarnas tolkning av flera av kraven inte överensstämmer med SSM:s syn på föreskrifternas innebörd. SSM hanterar detta i den vidare uppföljningen av tillståndshavarnas arbete.

SSM bedömer att genomförda och planerade åtgärder som föranleds av kraven i SSMFS 2008:17 förstärker kärnkraftreaktorernas barriärskyddande funktioner, främst genom utökad flertalighet och separation, vilket är huvudsyftet med föreskrifterna. Åtgärderna innebär även, när de genomförts i sin helhet, en förstärkning av djupförsvaret för samtliga anläggningar. En annan säkerhetsmässig konsekvens av åtgärderna än de rent fysiska förändringarna av anläggningarna är den bättre kunskapsnivå om anläggningarnas egenskaper som analyserna gentemot kravbilderna i SSMFS 2008:17 har medfört hos tillståndshavarna och dessutom att anläggningsdokumentationen förbättrats. Dessa förhållanden är i högsta grad nödvändiga förutsättningar för säkra kärnkraftverk.

Vid en internationell jämförelse framstår det som om de svenska kärnkraftverken med dessa genomförda och planerade åtgärder ligger i framkant vad gäller omfattning och delvis även framdrift vad gäller säkerhetsförbättringar av äldre reaktorer. De svenska anläggningarna har dessutom varit mycket tidiga med att implementera haveribegränsande funktioner.

SSM har emellertid i den nu genomförda analysen av säkerhetsförbättringar konstaterat att ytterligare åtgärder kommer att behövas utöver vad som följer av tillståndshavarnas åtgärdsplaner för att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17. Resultaten av de förnyade säkerhetsutvärderingarna (stresstesterna) visar också att åtgärder behöver vidtas för att stärka tåligheten mot extrema naturfenomen, bortfall av elförsörjning och bortfall av huvudvärmesänka. Dessutom behöver anläggningarnas haveriberedskap och förmåga till haverihantering stärkas i olika avseende. SSM kommer att förelägga tillståndshavarna att genomföra dessa säkerhetsförbättringar.

Olyckan vid Fukushima Dai-ichi kärnkraftverk har även väckt frågor som kräver mer ingående utredning och forskning för att kunna dra slutsatser om eventuella ytterligare åtgärder vid kärnkraftreaktorerna. Dessa frågor diskuteras nu i olika sammanhang och forskning planeras i internationell samverkan. SSM kommer att medverka i många av de utredningar och forskningsprojekt som initieras med anledning av olyckan.



SSM gör bedömningen att kärnkraftreaktorerna också behöver förses med system för oberoende spädmatning. Med ett sådant system minskar risken för härdsmälta och därigenom även risken för genomsmältning av reaktorryckkärlet vid bortfall av ordinarie spädmatning. SSM förbereder nu krav på oberoende spädmatningssystem, och avser då även ställa krav på att systemen ska vara konstruerade och utformade med skydd som tillsammans med övriga skyddsåtgärder vid anläggningen gör att den tillkommande spädmatningsfunktionen kan upprätthållas i den omfattning som behövs vid ett dimensionerande antagonistiskt angrepp och under den tid myndigheten bestämmer.

En översyn av tillståndshavarnas och samhällets förmåga att skydda anläggningarna mot antagonistiska hot visar dessutom att skyddet mot sabotage behöver stärkas ytterligare. Utredningar pågår inom SSM för att klargöra vilka ytterligare åtgärder som behövs och ändring av myndighetens föreskrifter inom området förbereds.

Sammantaget innebär detta att kärnkraftverken behöver fortsätta arbetet med analyser och åtgärder i anläggningarna för att dels uppfylla ställda krav i SSMFS 2008:17 med beslutade åtgärdsplaner, dels tillkommande krav på säkerhet med anledning av erfarenheter från Fukushima Dai-ichi olyckan, gjorda stresstester, säkerhetsutredningar och utredningar avseende fysiskt skydd. Det är också nödvändigt med fortsatta säkerhetsförbättringsåtgärder för att efterhand öka marginalerna mot oförutsedda händelser i åldrande anläggningar under långtidsdrift.

#### *Åldringshantering och långtidsdrift*

När de svenska kärnkraftverken, likväl som många anläggningar världen över, konstruerades och uppfördes antogs en drifttid på ca 40 år. Bland annat gjordes konstruktionsanalyser och utmattningsberäkningar med antaganden om ett visst antal upp- och nergångar med anläggningen, andra driftändringar, snabbstopp och olika typer av störningar under denna tid. Med långtidsdrift avses därför drift utöver den tid för vilken anläggningarna ursprungligen konstruerades och analyserades. Tillståndshavarna har aviserat att de avser driva kärnkraftverken 50 till 60 år. De svenska kärnkraftverken är idag mellan 27 och 40 år gamla, räknat från tidpunkten då de togs i rutinmässig drift.

Långtidsdrift ställer såväl tillståndshavare som myndigheter inför nya utmaningar med utgångspunkt i kraven på säker drift under den förlängda drifttiden. Både tillståndshavarnas och SSM:s organisation, resurser och kompetens måste vara anpassade till nya säkerhetsfrågor som kan uppkomma i samband med långtidsdrift. Även om många anordningar och komponenter i anläggningarna har bytts ut under årens lopp i samband med säkerhetsmoderniseringar, andra ombyggnader och reparationer är merparten vitala byggnadsstrukturer, anordningar och komponenter kvar i sitt grundutfö-



rande. Tillståndshavarnas åldringshantering blir därför centralt för en säker långtidsdrift.

SSM ställer krav i myndighetens föreskrifter på tillståndshavarnas åldringshanteringsverksamheter avseende fysisk och teknologisk åldring, och att det ska finnas åldringshanteringsprogram för detta. Ett åldringshanteringsprogram kan betraktas som ett övergripande samordningsprogram bestående av andra underhålls- och kontrollprogram såsom s.k. surveillanceprogram för reaktortryckkärl, miljökvalificeringsprogram, kemiprogram och övervakningsprogram. Krav ställs också på att åldringshanteringsverksamheterna ska vara styrda i tillståndshavarens ledningssystem. Syftet är att säkerställa en långsiktig hantering av åldringsfrågor och så långt möjligt förhindra att degrading och andra brister uppkommer som gör att barriärer och anordningar säkerhetssystem inte längre fungerar som avsett. Kraven på åldringshantering och åldringshanteringsprogram gäller generellt men får naturligtvis större betydelse ju äldre anläggningarna blir.

Den omfattande forskning som har gjorts nationellt och internationellt under de senaste dryga 30 åren har gett en god kunskap om de åldrings- och degradingmekanismer som kan ge upphov till skador i kärnkraftverk. Dessa mekanismer kan därför omhändertas på ett tillfredsställande sätt med idag tillämpade kontrollprogram och åldringshanteringsprogram. Dessa bör således ge goda förutsättningar för säker drift även vid långa drifttider. Det finns emellertid ett antal områden där fortsatta kontroller och analyser samt utveckling av metoder och kunskap behövs för att programmen på ett mer effektivt sätt ska kunna fånga upp tidiga indikationer som tyder på säkerhetsbrister till följd av åldring under långa drifttider. Programmen behöver också utformas så att de så långt möjligt förmår fånga upp helt okända skademekanismer och kända skademekanismer som uppträder på oväntade ställen.

Inför och under långtidsdrift behöver dessutom särskild uppmärksamhet ägnas åt

- bestrålningsförsprödning av reaktortryckkärl med särskilt beaktande av effekter som påtagligt kan öka försprödningshastigheten
- utmattning med särskilt beaktande av inverkan från reaktorvattenmiljön på utmattning känsliga områden
- tillståndet hos spännkablar och tätplåtar i reaktorinneslutningar
- nedbrytningsmekanismer som kan påverka reaktorinneslutningars betong och metalliska delar
- möjligheterna att tillförlitligt kontrollera och prova reaktorinneslutningar
- giltigheten av miljökvalificeringar av el-, instrumenterings- och kontrollutrustning samt delar med polymera konstruktionsmaterial

Fortsatt kunskapsuppbyggnad behövs för att i ett långtidsperspektiv kunna tillämpa effektiva kontrollprogram avseende spänningskorrosion i dels an-



ordningar tillverkade av s.k. Nuclear Grade material, dels vissa material i tryckvattenreaktormiljöer.

För ännu längre drifttider, uppåt 60 år, behövs fortsatt utredning och forskning för att i tid fånga upp eventuella brottseghets- och slagseghetsförsämringar till följd av termisk åldring av rostfria svetsgoods och gjutet rostfritt stål.

Avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet är således att tillståndshavaren tillämpar ett väl underbyggt och effektivt åldringshanteringsprogram. I den nu genomförda analysen av åldringsfrågor vid långtidsdrift har SSM pekat ut ett stort antal åtgärder som behöver vidtas inför ställningstagande till sådan drift, och även lyft fram myndighetens syn på vad som behöver ingå i tillståndshavarnas åldringshanteringsverksamheter.

Med detta som utgångspunkt avser SSM ta ställning till långtidsdrift av kärnkraftverk på grundval av återkommande helhetsbedömningar enligt kraven i kärntekniklagen och i myndighetens föreskrifter. Förtydliganden och precisering av SSM:s föreskrifter och allmänna råd om återkommande helhetsbedömningar planeras med avseende på bland annat redovisade aspekter som är viktiga vid långtidsdrift. SSM kan emellertid redan nu konstatera att redovisningen av en tillståndshavares helhetsbedömning som ska ligga till grund för myndighetens ställningstagande till långtidsdrift behöver omfatta analyser som beskriver anläggningens åldringsstatus över tid för vissa nyckelparametrar som t.ex. bestrålningsförsprödning av reaktortryckkärl, utmattning av komponenter och spännkraftsförluster i reaktorinneslutningen. Det gäller även analyser och tillståndskontroll av säkerhetskritiska elektriska kablar, instrumentering och kontrollutrustning.

#### *SSM:s reglering och tillsyn inom reaktorsäkerhetsområdet*

SSM har idag en fungerande modell för reglering och tillsyn inom reaktorsäkerhetsområdet. Det är en modell som står sig väl i förhållande till internationell standard och praxis, men som behöver utvecklas i olika avseenden. Modellen innebär en i huvudsak verksamhetsinriktad reglering och tillsyn och som har vuxit fram under de senaste 20 åren, främst inom dåvarande myndigheten SKI. Grunderna för modellen etablerades i en situation då den svenska kärnkraften skulle vara avvecklad till år 2010. Detta innebar bland annat att fokus i tillsynsmodellen kom att läggas på drift- och underhållsrelaterade säkerhetsfrågor. I modellen ingår en generell reglering med allmänt hållna krav på verksamheterna vid kärnkraftverken och med en tillsyn inriktad på tillståndshavarnas ledning, styrning och uppföljning av sin verksamhet.

Resultaten av den internationella granskning (IRRS) som gjordes i februari 2012 av strålsäkerhetsverksamheten i Sverige, förändringar inom den svenska kärntekniska verksamheten såsom omfattande säkerhetsmodernise-



ringar av anläggningarna och planerad långtidsdrift samt ökad myndighets-samverkan och en ökad grad av harmonisering av kärnsäkerhetstillsynen visar att den tillämpade modellen behöver utvecklas och preciseras. Den nu genomförda analysen visar att denna vidare utveckling och förändring behöver omfatta såväl regelverket, i form av föreskrifter och allmänna råd, som tillsynen.

SSM:s regelverk behöver bli mer heltäckande och utgå från internationell säkerhetsstandard och europeisk praxis, samt med en bättre förutsägbarhet om kravens innebörd. SSM förbereder nu denna regelöversyn. Utmaningen för SSM blir att komplettera och förtydliga föreskrifter och allmänna råd om kärnkraftsäkerhet så att dessa mål uppnås utan att gå alltför långt i detaljreglering på ett sätt som leder till oklarheter om tillståndhavarens säkerhetsansvar. Viktiga utgångspunkter i översynen av regelverket kommer att vara det internationella atomenergiorganets (IAEA) nya säkerhetsstandarder och s.k. säkerhetsreferensnivåer och andra dokument som de europeiska strålsäkerhetsmyndigheterna kommer överens om inom ramen för WENRA<sup>1</sup> samarbetet.

Tillsynen ska liksom hittills, och i överensstämmelse med regeringens tillsynsskrivelse till riksdagen, ta fasta på det kontrollerande momentet men med en inriktning och utförande som i högre grad är anpassat till de olika tillsynsfrågornas karaktär. Målet för den vidare utvecklingen och förändringen ska vara att i varje situation ha en riktig tillsynsinriktning som bedrivs på ett ändamålsenligt och effektivt sätt.

SSM kommer därför samtidigt som regelverket ses över att vidareutveckla strategier och angreppssätt för hur tillsynen ska bedrivas inom reaktorsäkerhetsområdet. För att få en effektivare och än mer ändamålsenlig tillsyn behöver angreppssätt och strategier tas fram för olika tillsynsområden och anpassas till områdenas och tillsynsfrågornas karaktär och säkerhetsbetydelse. Utgångspunkten i detta arbete kommer att vara resultaten av de studier som nu gjorts i internationell samverkan om regulativa angreppssätt och strategier.

Detta innebär att SSM kommer att definiera de tillsynsområden för vilka olika tillsynsstrategier ska tas fram. För varje område klargörs vilka kombinationer av angreppssätt som ska tillämpas och utgöra grunden för den områdesvisa strategin. Denna ska även utformas så att tillämpning av s.k. graded approach underlättas. Inom vissa områden, kommer dessutom rekommendationer från såväl IRRS granskningen att beaktas som rekommendationer från myndighetssamverkan inom CNRA<sup>2</sup>, WENRA och ENSREG<sup>3</sup>.

---

<sup>1</sup> Western European Nuclear Regulators Association

<sup>2</sup> Committee on Nuclear Regulatory Activities

<sup>3</sup> European Nuclear Safety Regulators Group



Detta gäller bl.a. återkommande helhetsbedömningar av anläggningarnas säkerhet som ska göras minst vart tionde år. Kraven på sådana helhetsbedömningar har funnits under lång tid i myndighetens föreskrifter men infördes 2010 i kärntekniklagen med motivet att bedömningarna är av principiell betydelse. Även internationellt har dessa typer av helhetsbedömningar (benämnda Periodic Safety Reviews, PSR) en stor betydelse för att säkerställa att vunna erfarenheter, ny kunskap och nya säkerhetsstandarder tas om hand och får effekt vid anläggningarna. Mot bakgrund av Fukushima Dai-ich olyckan kan det också förväntas att återkommande helhetsbedömningar av typ PSR får en allt större betydelse internationellt i myndigheternas tillsynsverksamhet för att regelmässigt utvärdera giltigheten av tillämpade konstruktionsgrunder, antaganden och säkerhetsanalyser. SSM kommer att följa denna internationella utveckling och anpassa tillämpningen av de återkommande helhetsbedömningarna efterhand. SSM avser dessutom ge de återkommande helhetsbedömningarna en formell roll för ställningstagande till långtidsdrift av kärnkraftverk i enlighet med rekommendationer från bl.a. CNRA.

Andra områden som har lyfts fram av IAEA, i myndighetssamverkan och i denna utredning, och som kommer att ingå i SSM:s översyn av sin tillsynsmodell gäller bland annat

- tillsyn av åldringshantering under långtidsdrift
- tillsyn av tillståndshavarnas styrning och kvalitetssäkring av arbeten hos leverantörer och uppdragstagare
- analys och uppföljning av inträffade händelser

SSM kommer också att fortsätta inledda utvecklingsarbeten inom myndigheten med årliga samlade strålsäkerhetsvärderingar av kärnkraftverken och en mer ingående uppföljning av säkerhetskulturrågor.

Dessa förändringar av regelverket och tillsynen innebär stora utmaningar för SSM, och kommer att kräva mer resurser. Det gäller både för arbeten med förändringar av regelverket och i myndighetens tillsyn samt för arbeten med granskningar av återkommande helhetsbedömningar av anläggningarnas säkerhet inför beslut om långtidsdrift av kärnkraftreaktorerna. IRRS-granskningen konstaterade också att SSM behöver ha ökade resurser för klara av de utmaningar myndigheten står inför.





## Innehållsförteckning

1. Bakgrund.....	11
1.1. Uppdraget.....	11
1.2. Genomförande.....	12
1.3. Avgränsningar .....	14
2. Analys och förbättringar av säkerheten i äldre reaktorer baserat på nya kunskaper och säkerhetsutveckling.....	15
2.1. Utgångspunkter .....	15
2.2. Kraven på säkerhetsmoderniseringar av de svenska reaktorerna .....	17
2.3. Genomförda och återstående åtgärder för att uppfylla moderniseringskraven .....	18
2.4. Kravuppfyllande och säkerhetsmässiga effekter .....	22
2.5. Behov av ytterligare åtgärder .....	24
2.6. En jämförelse med krav och säkerhetsförbättringsåtgärder i andra länder....	25
2.7. Allmänt om åtgärder till följd av Fukushima Dai-ichi-olyckan .....	28
2.8. Genomförda stresstester .....	30
2.9. Behov av ytterligare utredning och forskning med anledning av olyckan i Fukushima Dai-ichi .....	39
2.10. Kort om åtgärder för att stärka anläggningarnas fysiska skydd.....	40
2.11. Slutsatser .....	41
3. Analys av åldringsfrågor vid långtidsdrift av reaktoranläggningar .....	43
3.1. Utgångspunkter .....	43
3.2. Allmänt om åldring och åldringshantering.....	44
3.3. Kunskapsläget i stort om åldrings- och degraderingsmekanismer .....	45
3.4. Några speciella åldringsfrågor och aspekter som behöver beaktas inför långtidsdrift .....	47
3.5. Återkommande helhetsbedömningar inför långtidsdrift.....	59
3.6. Slutsatser .....	61
4. Analys av den svenska tillsynsmodellen inom reaktorsäkerhetsområdet .	64
4.1. Utgångspunkter .....	64
4.2. Tillsynen inom reaktorsäkerhetsområdet .....	65
4.3. Myndighetssamverkan om reglering och tillsyn .....	68
4.4. IRRS granskning av Sverige .....	74



4.5. En internationell studie av regulativa strategier inom reaktorsäkerhetsområdet .....	76
4.6. Slutsatser .....	83
5. Samlad bedömning av den långsiktiga säkerhetsutvecklingen och tillsynen av den svenska kärnkraften.....	84
5.1. Behov av ytterligare säkerhetsförbättringar .....	84
5.2. Åldringshantering och långtidsdrift.....	87
5.3. Behov av förändrad reglering och tillsyn .....	89
Referenser .....	92



## 1. Bakgrund

### 1.1. Uppdraget

Regeringen gav Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) genom beslut M2010/2046/Mk den 8 april 2010 i uppdrag att senast den 31 oktober 2012 redovisa följande:

1. En samlad utvärdering av hur kärnkraftreaktorerna uppfyller de säkerhetsmoderniseringskrav som myndigheten föreskrivit i SSMFS 2008:17 och hur myndigheten bedömer att detta moderniseringsarbete har påverkat reaktorsäkerheten.
2. En analys av förutsättningarna för att driva reaktorerna under längre tider (över 50 år) samt vilka ytterligare krav på säkerhetsförbättringar som följer av sådana långa drifttider och utvecklingen inom teknik och vetenskap.
3. En bedömning av vilka huvudsakliga förhållanden som kommer att vara avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet.
4. En analys av den svenska tillsynsmodellen inom reaktorsäkerhetsområdet utifrån internationella standarder.
5. Internationella erfarenheter av säkerhetsförbättringar av reaktorer som grund för beslut om långa drifttider.

Den 5 juli 2010 beslutade generaldirektören att fastställa ett direktiv för utredning avseende den långsiktiga säkerhetsutvecklingen i den svenska kärnkraften (ML 71/2010). Den 2 november 2010 fastställde sedan generaldirektören en projektplan för arbetet (ML 88/2010).

Den 12 maj 2011 utvidgade regeringen uppdraget genom en komplettering (M2011/1946/Ke) med anledning av olyckan vid Fukushima Dai-ichi kärnkraftverk i Japan. Det kompletterande uppdraget innebär att SSM senast den 31 oktober 2012 även ska

1. lämna en samlad redovisning av de s.k. stresstester av berörda svenska kärntekniska anläggningar som ska genomföras under 2011 med utgångspunkt i gemensamma riktlinjer inom EU
2. redovisa vilka åtgärder som industrin har vidtagit vid denna tidpunkt med anledning av testerna och myndighetens bedömning av dessa åtgärder, samt
3. redovisa en utvärdering av dels sådana frågor identifierade i stresstesterna som kräver djupare belysning, dels övriga erfarenheter från olyckan i Fukushima samt slutsatser om vilka eventuella ytterligare åtgärder som behöver vidtas vid de svenska kärntekniska anläggningarna.



I det kompletterande uppdraget ingick att lämna en lägesredovisning senast den 15 december. Projekt- och utredningsplanen uppdaterades med anledning av det kompletterande uppdraget.

De båda regeringsuppdragen omfattar således analys och utredning inom följande tre huvudsakliga delar

1. analys och förbättringar av säkerheten i äldre reaktorer baserat på nya kunskaper och säkerhetsutveckling
2. drift längre än ursprungligt analyserad/konstruerad drifttid med särskild fokus på bevakning av åldringsaspekter och åldringshantering vid långtidsdrift
3. myndighetens tillsyn av att säkerheten upprätthålls och utvecklas inom reaktorsäkerhetsområdet.

## 1.2. Genomförande

Utredningen har genomförts i form av ett projekt med tre delprojekt, svarande mot de tre huvudsakliga delar som har beskrivits ovan. Arbetet har följt den uppdaterade utredningsplan som generaldirektören fastställde den 2011-09-05 (ML-protokoll SSM2011-99-61).

Inom delprojekt 1 har arbetet organiserats utgående från följande sex delar:

- en förnyad avstämning av kraven i SSM:s föreskrifter, SSMFS 2008:17, om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer mot de krav som gäller för sådana moderna s.k. generation III-reaktorer som nu planeras eller byggs i olika delar av världen.
- en kartläggning av säkerhetsmoderniseringar som gjorts i utländska reaktorer som grund för längre drifttider.
- en samlad värdering av hur långt respektive kärnkraftsanläggning kommit i arbetet med att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17 med dels en kvalitativ analys av hur moderniseringsåtgärderna har påverkat säkerheten, dels en mer kvantitativ analys med hjälp probabilistiska säkerhetsanalyser (PSA).
- en sammanställning av dels resultat från s.k. stresstester som gjorts av berörda svenska kärntekniska anläggningar med anledning av olyckan i Fukushima Dai-ichi, dels bedömning av åtgärder som industrin har vidtagit med anledning av testerna.
- en sammanställning och värdering av frågor identifierade i stresstester av svenska reaktorer och frågor identifierade i stresstester av reaktorer i andra länders och som har relevans för svenska anläggningar. I denna del har det även ingått att ställa samman och värdera andra erfarenheter från olyckan i Fukushima Dai-ichi som kan kräva djupare belysning genom utredning och forskning.
- en samlad analys och bedömning av ytterligare åtgärder som kan behöva vidtas vid de berörda svenska kärntekniska anläggningarna för att ytterligare stärka säkerheten.



Denna samlade analys och bedömning ligger till grund för de slutsatser som dras och de rekommendationer som ges i rapporten som svar på punkterna 1 2 och 5 i regeringsuppdraget enligt M2010/2046/Mk 2010 samt punkterna 2 och 3 i det kompletterande regeringsuppdraget enligt M2011/1946/Ke.

Arbetet i delprojekt 2 har utgått ifrån en tidigare utredning [1] inom SSM om tillsyn och förutsättningar för långa drifttider av åldrande kärnkraftsanläggningar. I denna utredning belystes följande frågor ur ett långtidsperspektiv:

- bestrålningsförsprödning av reaktortankmaterial
- lågcykelutmattnings med hänsyn till reaktorvattenmiljö
- termisk åldring av gjutet rostfritt stål och svetsgods
- betongkonstruktioner och reaktorinneslutningar
- kontroll och provning
- elektriska system och kontrollutrustning

Inom delprojekt 2 har sedan fördjupade utredningar genomförts med syftet att:

- Beskriva och analysera åldringsrelaterade delar av förutsättningarna för att driva de svenska reaktorerna under långa tider
- Bedöma vilka åldringsrelaterade förhållanden som kommer vara avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet.
- Föreslå förbättringar i myndighetens tillsyn och föreskrifter med hänsyn till långtidsdrift av åldrande kärnkraftanläggningar

I delprojekt 2 har det även ingått att ytterligare belysa hur SSM:s arbete med granskning av återkommande helhetsbedömningar, enligt krav i lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet, behöver utvecklas vidare med hänsyn till åldringsaspekter vid långtidsdrift.

Baserat på dessa arbeten har slutsatser dragits om viktiga åldringsrelaterade frågor vid långtidsdrift och som svar på punkten 2 och punkten 3 i regeringsuppdraget enligt M2010/2046/Mk 2010.

Inom delprojekt 3 har arbetet bedrivits tre i etapper med

- en analys av de resultat från IRRS<sup>4</sup>-egenvärdering och IRRS-granskning som har bäring på SSM:s tillsyn av kärnkraftverken
- en förnyad kartläggning av den tillsynsutveckling som skett vid ett antal av SSM:s systemmyndigheter i andra länder

---

<sup>4</sup> IAEA stödjer medlemsländer med bland annat fristående granskningar (peer review) av myndighetsstruktur, lagstiftning och myndighetsarbete inom kärn-, strål-, avfalls- och transportssäkerhet. 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.



- en samlad analys och värdering av för- och nackdelar med olika tillsynsmodeller för tillsyn av säkerheten vid kärnkraftverk

Denna samlade analys och värdering ligger till grund för de slutsatser som dras och de rekommendationer som ges i rapporten som svar på punkten 4 i regeringsuppdraget enligt M2010/2046/Mk 2010.

Projektet har genomförts under ledning av Lars Skånberg. Anders Hallman har lett delprojekt 1, Björn Brickstad har lett delprojekt 2 och Anna Franzen har lett delprojekt 3.

Därutöver har följande personer deltagit i arbetet:

Lars Bennemo, Peter Ekström, Wiktor Frid, Tomas Jelinek, Gustaf Löwenhielm, Fritz Maier, Åsa Rydén, Richard Sundberg, Lovisa Wallin, Kostas Xanthopoulos

Delrapporter [2][3][4] har tagits fram för var och en av de tre delprojekten. Dessa utgör grund för den redovisning som görs i denna rapport.

### 1.3. Avgränsningar

Utredningen avser åtgärder för att upprätthålla och utveckla säkerheten vid främst kärnkraftverk men i vissa avseende även vid det centrala mellanlagret för använt kärnbränsle (Clab). Utredningen omfattar inte

- personalstrålskyddsaspekter vid kärnkraftsanläggningarna
- frågor om omhändertagande av låg-, medel- och högaktivt avfall från kärnkraftsanläggningarna
- omgivningsutsläpp vid normaldrift
- avvecklingsfrågor
- frågor om kärnämneskontroll och icke-spridning

Utredningen har inte heller omfattat att granska industrins s.k. stresstester av kärnkraftverk och Clab samt att ta fram och till European Nuclear Safety Regulatory Group (ENSREG) och EU-kommissionen redovisa en svensk nationalrapport. Detta har genomförts inom ett särskilt projekt. En lägesrapport [5] lämnades till regeringen den 19 december 2011 och en s.k. nationalrapport [6] redovisades till ENSREG den 29 december 2011

Frågor om åtgärder för att upprätthålla och förstärka anläggningarnas fysiska skydd berörs endast då sådana åtgärder även har bäring på förbättring av säkerheten. Frågor om fysiskt skydd har SSM bl.a. behandlat inom ramen för regeringens uppdrag, M2011/3091/Mk, om en översyn av förmågan att skydda kärntekniska anläggningar och transporter av kärnämnen mot antagonistiska hot.



## 2. Analys och förbättringar av säkerheten i äldre reaktorer baserat på nya kunskaper och säkerhetsutveckling

### 2.1. Utgångspunkter

Lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet (kärntekniklagen, KTL) ställer bland annat krav på att säkerheten ska upprätthållas genom att de åtgärder vidtas som krävs för att förebygga fel i utrustning, felaktig funktion hos utrustning, felaktigt handlande, sabotage eller annat som kan leda till en radiologisk olycka. Kravet innebär således att det åligger en tillståndshavare att ständigt arbeta med säkerheten och vidta åtgärder efterhand som erfarenheter vinnas och ny kunskap kommer fram. Detta är ytterligare preciserat i SSM:s föreskrifter, och är sedan 2009 ett krav genom det s.k. kärnsäkerhetsdirektivet (2009/71/EURATOM) att medlemsstaterna inom EU ska se till att det nationella ramverket upprätthålls och vid behov förbättras med beaktande av driftserfarenhet, vunna insikter från säkerhetsanalyser för kärntekniska anläggningar i drift, teknisk utveckling samt resultat från säkerhetsforskning, när sådana är tillgängliga och relevanta.

De svenska reaktorerna konstruerades och uppfördes under 1960- och 1970-talen. De togs i drift mellan 1972 och 1985. För konstruktionen, uppförandet och driftsättningen fanns inga generellt giltiga svenska föreskrifter och andra regler. En hel del av den kravbild som gällde vid tillfället i USA kom därför att tillämpas genom ställningstaganden och beslut vid myndighetens granskning.

Principen för säkerhetsmässiga moderniseringar av reaktorerna har därefter varit en successiv förbättring genom anläggningsändringar och särskilda åtgärder när det har uppkommit problem och när allvarliga händelser inträffat i svenska eller utländska anläggningar. Efter till exempel olyckan vid kärnkraftverket Three Mile Island i USA 1979 tillsatte regeringen en reaktorsäkerhetsutredning som i sin rapport [7] bland annat rekommenderade att de svenska reaktorerna skulle förses med utsläppsbegränsande tryckavlastningsfilter. Sådana infördes sedan mellan 1985 och 1989. Ett annat exempel är den s.k. silhändelsen 1992 i Barsebäck 2 som ledde till omfattande ombyggnader av anläggningarnas härnödkylningssystem.

Riksdagens ställningstagande år 1997 i anledning av propositionen ”En ut hållig energiförsörjning” innebar bland annat att riksdagen ställde sig bakom regeringens förslag att de två kärnkraftsreaktorerna i Barsebäck skulle stängas och att något årtal då den sista kärnkraftsreaktorn i Sverige ska tas ur drift inte borde fastställas. Detta aktualiserade bland annat att behoven av säkerhetsmodernisering av de övriga anläggningarna för drift under en längre tid framöver.



För den äldsta reaktorn Oskarshamn 1 hade en omfattande modernisering påbörjats 1995 med anledning av vissa säkerhetsproblem och myndigheten inledde ett arbete för att klarlägga de krav som skulle gälla för drift av denna och övriga reaktorerna under 2000-talet.

Arbetet hade sin utgångspunkt i svenska och utländska drifterfarenheter, säkerhetsanalyser, resultat från forsknings- och utvecklingsprojekt samt det internationella atomenergiorganets (IAEA) säkerhetsstandarder. Arbetet resulterade i nya föreskrifter, med övergångsbestämmelser, om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer. Dessa föreskrifter beslutades av dåvarande Statens kärnkraftinspektion (SKI) den 7 oktober 2004, fick beteckningen SKIFS 2004:2 och trädde i kraft den 1 januari 2005. Övergångsbestämmelserna syftade till att ge tillståndshavarna tid för att planera och genomföra moderniseringsåtgärderna på ett säkert sätt. Föreskrifterna ingår nu i myndighetens författningssamling med beteckningen SSMFS 2008:17.

Med utgångspunkt i dessa föreskrifter och beslutade övergångs-/åtgärdsplaner har tillståndshavarna sedan dess arbetat med analyser och åtgärder för att uppfylla kraven.

Den 11 mars 2011 drabbades regionen Tohoku på norra Honshu i Japan av en kraftig jordbävning med en efterföljande tsunami. Detta fick förödande konsekvenser för området med förstörda städer och ett mycket stort antal dödsfall. Vid kärnkraftverket Fukushima Dai-ichi, med sex reaktorer, slogs först det yttre kraftnätet ut och sedan anläggningens egen reservkraft. När elförsörjningen inte kunde återställas förlorades möjligheter att kyla kärnbränsle i reaktorer och bränslebassänger med följderna att bränslet överhettades och skadades i flera av reaktorerna. Dessutom bildades vätgas som ledde till behov att tryckavlasta reaktorinneslutningar till omgivningen och läckage till reaktorbyggnader. Explosioner inträffade sedan som förstörde reaktorbyggnader. Följden blev utsläpp av radioaktiva ämnen till omgivningen.

Olyckan i Fukushima Dai-ichi kärnkraftverk visade på behov att återanalysera och värdera säkerheten i kärnkraftverk. I Europa ställde myndigheterna krav på förnyade säkerhetsvärderingar av tåligheten mot jordbävningar, översvämningar och extrema väderförhållanden samt långvarig förlust av elförsörjning och värmesänka, oberoende av orsaken till att detta uppkommer. I dessa s.k. stresstester ingick dessutom att analysera och värdera anläggningarnas beredskap och förberedda åtgärder för att ta omhand svåra haveriförlopp under antagande av omfattande förstörelse av omgivande infrastruktur och med radioaktiv kontamination på förlägningsplatsen.

I utredningsrapporten [2] har SSM ställt samman åtgärder som vidtagits med anledning av myndighetens moderniseringsföreskrifter, hur dessa åtgärder bedöms uppfylla kraven och deras säkerhetseffekter samt behov av ytterli-



gare åtgärder. I rapporten ingår även en översiktlig redogörelse för genomförda stresstester med anledning av olyckan i Fukushima Dai-ichi, vidtagna och planerade åtgärder samt myndighetens syn på ytterligare arbeten till följd av olyckan. Detta sammanfattas i de följande avsnitten 2.2 – 2.11.

## 2.2. Kraven på säkerhetsmoderniseringar av de svenska reaktorerna

När föreskrifterna (SKIFS 2004:2) om konstruktion och utförande av kärnkraftreaktorer trädde i kraft den 1 januari 2005 innebar de i vissa avseenden en skärpning och utvidgning av kraven i förhållande till vad som gällt dittills. I andra avseenden befäster föreskrifterna befintliga principer som tillämpats vid konstruktionen av reaktorerna samt vid senare anläggningsändringar. Det senare innebär inte någon skärpning i förhållande till tillämpade krav, men med generella föreskrifter gavs kraven en enhetlig tillämpning, mer transparens och kunde på ett överskådligt sätt kommuniceras med olika intressenter.

De krav som skärptes genom SKIFS 2004:2, numera SSMFS 2008:17, gäller huvudsakligen tålighet i olika avseenden mot s.k. inre och yttre händelser. Dessa kan sammanfattas förenklat i det följande:

- Automatiska eller passiva funktioner bör användas för säkerhetssystem. Om detta inte är möjligt eller rimligt kan förberedda manuella åtgärder accepteras om tillräckligt rådrum<sup>5</sup> finns.
- Driftsystem får inte påverka säkerhetssystem negativt
- Reaktorinneslutningen ska vara konstruerad med beaktande av de fenomen som kan uppstå vid svåra haverier (härdsmlta)
- Det ska vara möjligt vid alla händelser att uppnå en vattentäckt härd/härdsmlta som är kyld även i ett långtidsförlopp.
- Fel på en enstaka komponent ska anläggningen klara med hjälp av redundans<sup>6</sup>.
- Multipla fel ska motverkas genom diversifiering<sup>7</sup> och administrativa åtgärder.
- Fysisk och funktionell separation mellan redundanser ska gälla för att förhindra att samma fel eller händelse påverkar flera redundanser.
- Kärnkraftreaktorn ska klara belastningar som kan uppstå vid rörbrott.
- Kärnkraftreaktorn ska motstå naturfenomen och andra händelses ut- anför eller inne i anläggningen.

---

<sup>5</sup> Rådrum = tid för eftertanke innan visst beslut fattas, viss handling utförs

<sup>6</sup> Redundans = flera oberoende system som kan utföra samma uppgift, övertalighet

<sup>7</sup> Diversifiering = en redundans som utför samma uppgift men på ett principiellt olika sätt eller har olika egenskaper.



- Kärnkraftreaktorn ska normalt styras och övervakas från centrala kontrollrummet vid alla driftlägen. Är inte centrala kontrollrummet tillgängligt ska reaktorn kunna tas till varm avställning och övervakas från reservövervakningsplats.
- En reaktorhård ska vara utformad med tillräckliga marginaler och effektpendlingar ska inte vara möjliga eller om effektpendlingar uppstår ska dessa bli upptäckta och dämpas.

### **2.3. Genomförda och återstående åtgärder för att uppfylla moderniseringskraven**

#### **2.3.1. Allmänt om genomförandet**

I och med att de analyser och åtgärder som krävdes för att uppfylla SKIFS 2004:2 i vissa fall medförde omfattande insatser gavs tillståndshavarna i samband med ikraftträdandet av föreskrifterna möjligheten att bedöma hur mycket tid som skulle behövas för genomförandet. Utifrån tillståndshavarnas bedömningar beslutade SKI när specifika analyser och åtgärder skulle vara genomförda för varje enskild kärnkraftsreaktor. Åtgärdsplanerna spände ursprungligen över en period från 2005 till och med utgången av 2013.

Arbetet visade sig emellertid vara betydligt mer komplicerat och tidskrävande än vad som förutsågs då tillståndshavarna tog fram sina förslag och då åtgärdsplanerna beslutades. Tillståndshavarna har även hänvisat till att man vid arbetet med att genomföra olika åtgärder har identifierat behov av vissa ytterligare och delvis andra åtgärder för att uppfylla kraven. Vidare har man anfört att genomförandet av de olika åtgärderna inom ramen för moderniseringsarbetena varit så omfattande att det inte har varit möjligt att, med bibehållna höga krav på kvaliteten, genomföra samtliga åtgärder inom den angivna tiden.

Genomförandet av de omfattande åtgärderna ställer också stora krav på planering och koordinering av olika insatser. I flertalet fall handlar det om att genomföra kvalificerade konstruktionsförändringar. Tillgången till den expertis som krävs vid dessa åtgärder är begränsad.

Sammantaget har dessa problem lett till att för vissa av åtgärderna har tillståndshavarna ansökt om, och beviljats, senareläggning av de tidpunkter då respektive åtgärd ska vara genomförd och därmed syftet, i form av kravuppfyllande, ska vara uppnått. Som längst har åtgärdsdagar framskjutits till 2015.

Fram till den 30 juni 2012 har sammantaget ca 60 % av de beslutade åtgärderna genomförts i reaktorerna. Hur förhållandena är i detta avseende för respektive reaktor framgår i SSM:s promemoria [8]. Det ska dock påpekas att åtgärderna har varierande säkerhetsbetydelse och omfattning varför enbart en jämförelse av antalet genomförda respektive återstående åtgärder inte



ger en rättvisande bild av sammantagen säkerhetsförbättring eller framdrift i respektive åtgärdsprogram.

De aktuella åtgärderna är omfattande och många genomförs för att bidra till flera av de egenskaper föreskrifterna ställer krav på. Vidare skiljer sig de olika reaktorerna mer eller mindre åt utförandemässigt, varför också åtgärder med samma syfte är olika för olika reaktorer. Detta gör sammantaget att det inte är möjligt att i föreliggande rapport göra en fullständig redovisning av åtgärderna.

En sammanställning av de mer betydande av de åtgärder som har genomförts eller kommer att genomföras redovisas i rapporten [2] och promemorian [8]. Av rapporten framgår vilka reaktorer som berörs och när de återstående åtgärderna senast ska vara genomförda. Nedan följer korta beskrivningar av de åtgärder som är genomförda respektive planerade för respektive reaktor. Åtgärderna är i stort i överensstämmelse med de beslutade åtgärdsplanerna, men vissa kompletteringar av planerna har dock gjorts. Vidare kan nämnas att några moderniseringar är föranledda av andra skäl än att de som är nödvändiga för att uppfylla myndighetens föreskrifter. Bland annat finns det exempel på utbyte av instrument och kontrollutrustning på grund av problem med tillgången på reservdelar, s.k. teknologisk åldring (se vidare i avsnitt 3).

### 2.3.2. Kort om de genomförda åtgärderna i respektive anläggning

#### *Forsmark 1 och Forsmark 2*

Forsmark 1 och 2 tog i drift i början av 1980-talet och konstruerades ursprungligen med redundanta system inom många säkerhetsfunktioner, som har varit separerade i begränsad omfattning. För några säkerhetsfunktioner har moderniseringsåtgärder genomförts för att uppfylla nya krav på separation och diversifiering etc. Åtgärder har genomförts för att möjliggöra kylning i långtidsförloppet efter härdsador. För att förstärka skyddet vid fel med gemensam orsak så har aktivering av styrtavarnas inskrivningsfunktion byggts om till en säkerhetsfunktion. Automatisering av borinpumpning har införts och kompletteringar är genomförda för att initiera reaktorns säkerhetskretsar genom två olika parametrar, även om några parametrar ännu återstår att införa. För att förbättra fysisk och funktionell separation så har resteffektkylkedjorna separerats i fyra stråk. Ombyggnad är genomförd av 110 V och 220 V spänningsmatningar så att drift och säkerhet separeras. På Forsmark 2 har separation mellan olika redundanta stråk förbättrats i vissa relä- och apparatrum genom införande av nya brandceller men även brandbegränsande åtgärder i form av syrereducerad atmosfär installerats, men har ännu inte tagits i drift. Denna åtgärd återstår att införa på Forsmark 1. För att förstärka skyddet mot inre och yttre händelser har kylsystembyggnader förstärkts och brandsprinkling har kompletterats i kabelkulvertar. Reservmanö-



verplatser är införda för att kunna kontrollera reaktorn i en situation när kontrollrummet måste utrymmas. Åtgärder är införda för att detektera och automatiskt dämpa härdinstabilitet.

### *Forsmark 3*

Forsmark 3 togs i drift 1985 och är (tillsammans med Oskarshamn 3) det modernaste svenska kärnkraftverket och som är konstruerat med separerade och redundanta säkerhetsfunktioner. De moderniseringar som har genomförts har till stora delar genomförts för att uppfylla kravet på skydd mot fel med gemensam orsak, såsom automatiserad avställning genom borinpumpning, extern vattenkälla för härdnödkylning och införande av funktioner för diversifierad resteffekt kylning. Förutom dessa åtgärder har reservmanöverplatsen kompletterats och detektering och automatisk dämpning av härdinstabilitet är införd. Det återstår att införa åtgärder för att initiera reaktorns säkerhetskretsar genom två olika parametrar samt att möjliggöra kylning i långtidsförloppet efter en härdsmälta.

### *Oskarshamn 1*

I Oskarshamn 1, som är Sveriges äldsta kärnkraftverk och togs i rutinmässig drift 1972, identifierades brister i konstruktion redan på 1990-talet, varför man genomförde omfattande åtgärder i början av 2000-talet. Detta gjorde att OKG, i samband med att SKIFS 2004:2/SSMFS 2008:17 trädde i kraft, bedömde att åtgärderna var tillräckliga för att uppfylla stora delar av föreskrifterna. För att fullt ut uppfylla kraven kommer Oskarshamn 1 genomföra ytterligare åtgärder. Bland annat kan installationen av ett automatiserat bor-system samt analyser av dimensionerande värden för naturfenomen och andra yttre händelser nämnas. De åtgärder som har pekats ut i övergångsbesluten återstår i flera fall att genomföra.

### *Oskarshamn 2*

Oskarshamn 2 tillhör också en av de äldre reaktorerna. Den togs i rutinmässig drift 1975. OKG Aktiebolag har bedrivit ett projekt, benämnt PLEX, under många år bl.a. för att analysera, komplettera och modernisera anläggningen så att den ska uppfylla kraven i SSMFS 2008:17. Bland åtgärder som redan genomförts kan nämnas installation av ett system för haveriavlufning av reaktortryckkärlet nämnas och även den förbättring av separationen inom elkraftmatningen till hjälpmatarvattenpumparna som genomfördes innan föreskrifterna trädde i kraft. Merparten av planerade åtgärder för att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17 återstår emellertid. Bland dessa kan särskilt nämnas en diversifiering av reaktorskyddssystemet, automatisering av borsystemet, installation av vattenblåsande ventiler i avblåsningssystemet, diversifiering av resteffekt kylningen samt förbättrad redundans och separation på hjälpkraftdieslar.



Projektet är dock försenat och OKG Aktiebolag har ansökt om anstånd som innebär att åtgärderna inte ska behöva vara genomförda förrän 2014. SSM har ännu inte hanterat denna ansökan.

#### *Oskarshamn 3*

Oskarshamn 3 togs i drift 1985 och är (tillsammans med Forsmark 3) det modernaste svenska kärnkraftverket och som är konstruerat med separerade och redundanta säkerhetsfunktioner. De moderniseringar som har genomförts har till stora delar gjorts för att uppfylla kravet på skydd mot fel med gemensam orsak, såsom automatiserad avställning genom borinpumpning, ny logik för vattenblåsande ventiler, extern vattenkälla för härtnödkylning och införande av diversifierad resteffektkylning. Förutom dessa åtgärder så har snabbstoppsystemet modifierats för att klara sin funktion utan tryckavsäkring. Det återstår att införa åtgärder för att initiera reaktorns säkerhets-kretsar genom två olika parametrar och skydd av reaktorinneslutningen vid svåra haverier.

#### *Ringhals*

Ringhals har ansökt om och beviljats de mest omfattande förändringarna av åtgärderna i övergångsbesluten. Detta till stor del som en följd av nya rön under arbetet med de stora moderniseringsprogrammen. I arbetet med förberedelserna till moderniseringarna har även behov av såväl utökningar av vissa åtgärder som identifiering av nya åtgärder anmälts.

#### *Ringhals 1*

Ringhals 1 är en av de äldsta reaktorerna i Sverige. Den togs i rutinmässig drift 1976 och har av den anledningen genomgått flera stora moderniseringsprojekt initierade innan SKIFS 2004:2/SSMFS 2008:17 trädde ikraft, däribland ett projekt som syftar till att modernisera reaktorskyddssystemet och resteffektkylfunktionen. Detta projekt har på många sätt varit en del av den ursprungliga åtgärdsplanen vid Ringhals 1 för att kunna kontrollera förhållanden som kan uppkomma vid konstruktionsstyrande haverier. Även driften av kärnkraftsreaktorn och övervakningen av barriärerna förstärktes genom införandet av ny kontrollutrustning (däribland den moderniserade reaktorskyddsfunktionen). Andra genomförda eller planerade åtgärder förstärker barriärerna och de barriärskyddande funktionerna genom utökad flertalighet, separation samt motståndskraft mot påverkan från brand, jordbävning, blixtnedslag och andra yttre händelser.

#### *Ringhals 2*

Ringhals 2 är också en av de äldre reaktorerna i Sverige. Den togs i rutinmässig drift 1975 och är den äldsta svenska tryckvattenreaktorn, vilket har medfört att Ringhals 2 under senare år har genomgått mycket omfattande ändringar avseende kontrollutrustningens utformning. Detta har genomförts inom projekt TWICE som numera är avslutat. Åtgärder inom detta projekt

har till stor del varit åtgärder som har funnits med i de ursprungliga åtgärdsplanerna. De åtgärder i anläggningen som föranleds av SSMFS 2008:17 bidrar till en förstärkning av djupförsvaret på ett flertal sätt. Driften av anläggningen och övervakningen av barriärerna förbättras genom införandet av ny kontrollutrustning, där särskild hänsyn tagits till samfunktionen människa-maskin. Andra genomförda eller planerade åtgärder förstärker barriärerna och de barriärskyddande funktionerna genom utökad flertalighet, separation samt motståndskraft mot påverkan från jordbävning, brand och vätgasfrigörelse. Stora bidrag till säkerhetsnyttan ges av installationen av passiva vätgasrekombinatorer, utbytet av kontrollutrustningen, den planerade förstärkningen av hjälpmatarvattensystemet, den planerade förbättrade redundansen och förbättringen av komponentkylsystemet. Dessutom kan kvalificeringen av tryckhållarens tryckavlastningsventiler för vattenblåsning nämnas.

#### *Ringhals 3 och 4*

Ringhals 3 och 4 är reaktorer med en ursprunglig konstruktion som är relativt modern. De båda reaktorerna togs i rutinmässig drift 1981 respektive 1983. Trots detta har antalet åtgärder i de ursprungliga åtgärdsplanerna för dessa anläggningar varit många om än av något annan karaktär än för t.ex. Ringhals 2. Åtgärder har i större utsträckning varit kompletterande analyser som syftar till att verifiera befintlig konstruktion, men även till viss del till att identifiera vilka som åtgärder behöver vidtas för att uppfylla kraven. Åtgärder är bland annat passiva vätgasrekombinatorer samt ett nytt brandsläckningssystem. Utöver detta kan diversifiering av reaktorskyddssystemet och kvalificeringen av tryckhållarens tryckavlastningsventiler för vattenblåsning nämnas som åtgärder som kommer förbättra säkerheten.

## **2.4. Kravuppfyllande och säkerhetsmässiga effekter**

### **2.4.1. Åtgärdsprogrammets tillräcklighet för kravuppfyllnad**

SSM:s samlade bedömning är att hittills genomförda åtgärder med anledning av kraven i SSMFS 2008:17 förstärkt säkerheten i de 10 svenska kärnkraftsreaktorerna. Huvudsakligen har förmågan att kontrollera förhållanden som kan uppkomma vid konstruktionsstyrande haverier förstärkts. Även driften av kärnkraftsreaktorn och övervakningen av barriärerna har förstärkts väsentligt genom införandet av ny eller uppgraderad kontrollutrustning.

Sett över alla anläggningar har nu mer än hälften av analys- och moderniseringsåtgärder enligt de beslutade åtgärdsplanerna genomförts. Detta innebär att det återstår många åtgärder att genomföra, särskilt vid vissa av anläggningarna. SSM följer i sin tillsyn upp hur tillståndshavarnas arbete med åtgärdsprogrammen fortskrider och tar efterhand ställning till om åtgärder uppfyller kraven i SSMFS 2008:17, så långt detta är möjligt. En samlad bedömning av kravuppfyllnaden är emellertid inte möjlig att genomföra i

dagsläget eftersom det återstår såväl analysåtgärder som ändringar i anläggningarna genom om- och tillbyggnader. Vissa av kraven i SSMFS 2008:17 kan styra flera åtgärder och en åtgärd kan medverka till uppfyllandet av flera krav. Detta förhållande försvårar således möjligheterna att bedöma den sammantagna kravuppfyllnaden för varje anläggning innan alla åtgärder är genomförda och granskade av SSM.

I SSM:s tillsyn ingår även att granska tillståndshavarnas säkerhetsredovisningar med däri ingående uppgifter om hur kraven i SSMFS 2008:17 tolkas och tillämpas för såväl delar av anläggningarna som anses uppfylla kraven i befintligt utförande som delar vilka ska ändras och byggas om. Vid dessa granskningar har myndigheten konstaterat att i flera fall är tillståndshavarnas säkerhetsredovisningar av hur krav tillämpas och verifieras alltför allmänt hållna för att ge en tydlig och fullständig bild av hur kraven blir omhändertagna. Hittillsvarande granskningar har även visat att tillståndshavarnas tolkning av flera av kraven inte överensstämmer med SSM:s syn på föreskrifternas innebörd. Exempelvis har tillståndshavarna i flera fall inte utnyttjat möjligheten att diversifiera hjälpsystem, bl.a. elkraftsystem och kontrollsystem, i tillräcklig omfattning för att uppfylla kravet på åtgärder för att motverka uppkomst av fel med gemensam orsak, enligt 10 § SSMFS 2008:17. Detta gäller framförallt de yngre reaktorerna medan de äldre, via de omfattande moderniseringar som genomförts, har uppnått en högre grad av diversifiering. SSM kommer därför att ställa krav på tillståndshavarna att utveckla säkerhetsredovisningens beskrivning av kravtillämpningen och att genomföra fysiska åtgärder för att öka graden av diversifiering.

#### 2.4.2. Säkerhetsmässiga effekter

De genomförda och planerade åtgärder som föranleds av SSMFS 2008:17 förstärker barriärskyddande funktioner, främst genom utökad flertalighet och separation, vilket har varit huvudsyftet med åtgärderna. Åtgärderna innebär även, när de genomförts i sin helhet, en förstärkning av djupförsvaret för samtliga anläggningar. En annan säkerhetsmässig konsekvens av åtgärderna än de rent fysiska förändringarna av anläggningarna är den bättre kunskapsnivå om anläggningarnas egenskaper som analyserna gentemot kravbilderna i SSMFS 2008:17 har medfört hos tillståndshavarna och dessutom att anläggningsdokumentationen förbättrats. Dessa förhållanden är i högsta grad nödvändiga förutsättningar för säkra kärnkraftverk, vilka SSM ställer krav på enligt SSMFS 2008:1.

Ringhals och Oskarshamn har gjort kvantitativa värderingar med hjälp av probabilistisk säkerhetsanalys (PSA) av genomförda och planerade åtgärder.

Den övervägande delen av åtgärderna är dock sådana att de ger en liten påverkan på den totala härdska defrekvensen<sup>8</sup>. Detta beror delvis på att det finns flera viktiga säkerhetsfaktorer där värderingen med PSA har sina begränsningar. Bland dessa kan nämnas värdering av anläggningens robusthet d.v.s. förmågan att hantera oförutsedda händelser. Samma svårighet finns vid värdering av de olika leden i djupförvaret. Vidare är det inte alla åtgärder som återspeglas i PSA-modellerna och PSA-metodiken som används idag värderar inte heller ett haveris långtidsförlopp i form av vad som händer efter de första dygnet. Dessa faktorer bidrar således till att en värdering med PSA inte ger hela svaret på den säkerhetsmässiga effekten av åtgärderna.

Den kvantifiering som Ringhals och Oskarshamn har genomfört med hjälp av PSA visar, trots dessa begränsningar, att härdska defrekvenserna mer än halverats i Ringhals och minskat med upp till två tredjedelar i Oskarshamns reaktorer.

Forsmark bedömer att bidraget till reduktion av härdska defrekvensen och utsläpp är försumbar och har av den anledningen inte genomfört någon kvantitativ säkerhetsvärdering av åtgärderna. SSM:s bedömning, baserat på det som övriga tillståndshavare har redovisat är att en signifikant reduktion av härdska defrekvensen har uppnåtts.

## 2.5. Behov av ytterligare åtgärder

### 2.5.1. Oberoende spädmatningssystem

I SKI:s arbete med att ta fram föreskrifterna om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer övervägdes att ställa krav på åtgärder för att vid svårt haveri kunna tillföra vatten till reaktortryckkärlet genom att koppla in en vattenkälla lokaliserad utanför reaktorinneslutningen. Så som situationen är idag finns ingen möjlighet att spädmata reaktortryckkärlerna i svenska anläggningar i händelse av total elbortfall. Det som då diskuterades var att inpumpning skulle kunna aktiveras oberoende av reaktorskyddssystemet och ha separat kraftmatning. Genom en sådan åtgärd bedömde SKI, mot bakgrund av insikter från säkerhetsanalyser samt forsknings- och utvecklingsprojekt, att risken för härdsma lta skulle minska vid ett allvarligt haveri genom att spädmatning skulle kunna ske helt oberoende av övriga nödkylningssystem. Om en härdsma lta ändå skulle ske, skulle risken för tankgenomsmältning minska väsentligt genom att vatten med stor sannolikhet skulle nå in och kunna kyla och därmed kvarhålla en härdsma lta i reaktortryckkärlet. Ett sådant oberoende spädmatningssystem skulle innebära en betydande förstärkning av anläggningarnas djupförsvaret genom att minska sannolikheten

---

<sup>8</sup> Med härdska defrekvens avses den frekvens med vilken härdska da förväntas uppstå. Alla händelser där härdsens temperatur överstiger 1204 grader C ingår i definitionen på härdska da. Många av de händelsesekvenser som leder till härdska da utvecklas inte vidare till en härdsma lta (s.k. recoverysekvenser), vilket gör att frekvensen för härdsma lta är lägre än frekvensen för härdska da.



för härdsmälta och tankgenomsmältning, åtminstone för haveriscenario med totalt bortfall av alla icke batterisäkrade nät.

Explicita krav på oberoende spädmatningssystem med extern vattenkälla fördes dock inte in i SKIFS 2004:2, utöver de mer allmänna krav som bland annat gäller diversifiering. Det fanns vid tillfället också starka invändningar från delar av kärnkraftindustrin då man bedömde att ett sådant system i vissa avseenden kunde ha negativ påverkan på reaktorinneslutningarnas säkerhet genom förändrad vattenbalans. SKI bedömde därför att ytterligare utredning var nödvändig. En sådan utredning slutfördes i mars 2009. Utredningen visade bland annat att:

1. Ett oberoende system för tillförsel av vatten till reaktortanken från en vattenkälla utanför reaktorinneslutningen ger signifikant minskning av risken för härdsmälta och därigenom risken för tankgenomsmältning vid bortfall av ordinarie spädmatning.
2. Ett oberoende spädmatningssystem minskar risken för allvarliga härdskador och det kan också förhindra eller fördröja tankgenomsmältning även om systemet startas när begränsade härdskador redan har inträffat.

Med stöd av utredningen kunde SSM också konstatera att det inte fanns några negativa konsekvenser för säkerheten. Myndigheten gick därför vidare under 2010 och 2011 med att förbereda kravställandet, men beslöt efter Fukushima-olyckan avvakta för att dra ytterligare lärdomar som kan ha betydelse för utformningen av oberoende spädmatningssystem i de svenska kärnkraftverken.

SSM har nu återupptagit förberedelserna för att ställa krav på oberoende spädmatningssystem, och avser då även ställa krav på att systemen ska vara konstruerade och utformade med skydd som tillsammans med övriga skyddsåtgärder vid anläggningen gör att den tillkommande spädmatningsfunktionen kan upprätthållas i den omfattning som behövs vid ett dimensionerande antagonistiskt angrepp (DBT) och under den tid myndigheten bestämmer.

## **2.6. En jämförelse med krav och säkerhetsförbättringsåtgärder i andra länder**

Som framgått av avsnitt 2.1 tog arbetet med framtagning av föreskrifterna om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer sin utgångspunkt i svenska och utländska drifterfarenheter, säkerhetsanalyser, resultat från forsknings- och utvecklingsprojekt samt utvecklingen av IAEA:s säkerhetsstandarder i början av 2000-talet. Sedan dess har ytterligare erfarenheter vunnits, nationella regelverk och internationella standarder har uppdaterats.



Dessutom pågår i vissa länder arbete med att konstruera och uppföra moderna s.k. generation III-reaktorer. Inom ramen för denna utredning har det därför även ingått att göra en förnyad avstämning av kraven i SSMFS 2008:17 mot de krav som följer av nya nationella regelverk och internationella standarder.

Dessutom har en genomgång gjorts av moderniseringar och säkerhetsförbättringar av kärnkraftverk i ett antal länder. Syftet med denna genomgång och med jämförelsen av regelverken har varit att identifiera eventuell ytterligare säkerhetsförbättringar som även kan vara aktuella att genomföra i svenska kärnkraftverk för att öka säkerhetsmarginalerna mot oförutsedda händelser i åldrande anläggningar. Dessa kan antingen vara åtgärder som inte följer av kraven i SSMFS 2008:17 alternativt åtgärder som inte identifierats i samband med tillämpning av kraven i SSMFS 2008:17.

#### 2.6.1. Jämförelse av svenska och internationella regelverk

Jämförelsen har omfattat regler och guider avseende främst konstruktion och utförande av kärnkraftreaktorer som gäller i Finland, Storbritannien, Kanada och USA. Dessutom har jämförelser gjorts mot IAEA:s nya standard för konstruktion av kärnkraftverk och mot säkerhetsmål som utarbetats av WENRA.

Denna jämförelse har inte tydligt pekat ut ytterligare åtgärder för att modernisera de svenska kärnkraftanläggningarna utöver vad som följer eller kan anses följa av kraven med tillhörande allmänna råd i SSMFS 2008:17. Jämförelsen visar däremot att de svenska kraven är betydligt mer kortfattat uttryckta, detaljeringsgraden betydligt lägre och kraven mindre tydliga och specifika. I de studerade länderna samt i IAEA:s säkerhetsstandarder regleras t.ex. följande områden mer tydligt och detaljerat

- Åldring och förlängning av drifttillstånd
- Kärnkraftverks förläggingsplats
- Uppförande och idrifttagning av ett kärnkraftverk,
- Människa-teknik-organisations (MTO) faktorer (inkl. säkerhetskultur)
- Omhändertagande av drifterfarenheter.

Vidare återfinns tydligare krav i de studerade länderna och i IAEA:s säkerhetsstandarder avseende

- säkerhetsanalys och riskanalys (probabilistisk säkerhetsanalys)
- verifikation av säkerhet (bl.a. tillämpande av s.k. ”safety cases”)
- brandskydd
- elektriska system
- instrumentering och kontrollutrustning (inkl. datorbaserade system)



Jämförelsen mot de säkerhetsmålen som har utarbetats av WENRA visar bl.a. att gränssnittet mellan kärnsäkerhet och fysiskt skydd är inte lika tydligt i de svenska kraven. Av flera skäl är det angeläget att reglera detta område. Behovet uppstår bland annat i samband med att modern mjukvarubaserad utrustning implementeras i befintliga anläggningar och att det i samband med detta uppstår behov av strategi och hantering av utrustningen som beaktar både säkerhetsaspekter och fysiskt skyddsaspekter.

En mer detaljerade redovisning av kravjämförelserna finns i rapporten [2].

Även vid den IRRS-granskning som genomfördes av Sverige och SSM:s verksamhet inom strålsäkerhetsområdet konstaterades att myndigheten behöver ta fram ett mer tydligt och heltäckande regelverk. Dessutom har erfarenheterna från tillämpningen av bl.a. SSMFS 2008:17 visat på samma behov. Se vidare om IRRS i avsnitt 4.4 och SSM:s planerade regelöversyn i avsnitt 4.5.4 .

De vidare utredningarna inom SSM som grund för regelutvecklingen kommer därmed att visa på vilka ytterligare analyser och åtgärder som svenska kärnkraftverk kan behöva genomföra, bl.a. för att öka säkerhetsmarginalerna mot oförutsedda händelser i åldrande anläggningar. Dessutom har genomförda stresstester med anledning av Fukushima-olyckan visat på behov av ytterligare analyser och åtgärder. Dessa beskrivs närmare nedan i avsnitt 2.8.

#### 2.6.2. Säkerhetsförbättringar genomförda i europeiska kärnkraftsreaktorer

En genomgång av genomförda säkerhetsförbättringar i kärnkraftanläggningar i Finland, Frankrike, Schweiz och Tyskland har gjorts i syfte att identifiera åtgärder som även skulle kunna vara aktuella i svenska anläggningar.

Dessa säkerhetsförbättringar har initierats på olika sätt. De kan vara föranledda av myndighetskrav, exempelvis villkor för förnyat drifttillstånd, men kan också ha genomförts på initiativ från tillståndshavaren utan uttalat krav från myndigheten.

Vid jämförelse framstår det som om Sverige ligger i framkant vad gäller omfattning och delvis även framdrift vad gäller säkerhetsförbättringar. Sverige har bland annat varit mycket tidigt med att implementera omfattande ändringar, såsom de haveribegränsande funktionerna.

Flertalet av de identifierade säkerhetsförbättringar som studerats i denna genomgång har varit gemensamma för de olika länderna respektive reaktortyperna. Då ursprungliga konstruktionen varierar hos de olika reaktorerna ser man dock väsentliga skillnader både i omfattning och i antalet identifierade säkerhetsförbättringar. Det konstateras att fysisk separation, redundans och diversifiering (med syfte att skapa oberoende) är något som förstärkts generellt inom de äldre reaktorerna medan förutsättningarna avseende dessa områden varit bättre hos de nyare anläggningarna och därmed har det inte krävts lika omfattande säkerhetsförbättringar av dessa anläggningar.

På grund av att informationen som funnits tillgänglig avseende ländernas implementerade säkerhetsförbättringar varit begränsad och på en mycket övergripande nivå har det varit svårt att identifiera säkerhetsförbättringar som inte genomförts på svenska kärnkraftreaktorer. Det förefaller dock som om man i andra länder generellt sett har arbetat mer än vad som gjorts i Sverige vad gäller möjlighet att hantera naturfenomen och andra händelser som kan uppkomma inom och utanför anläggningen (jordbävning, översvämning, brand, störningar i elkraftnätet inkl. totalt elbortfall, s.k. ”station blackout”). Vidare identifierades i genomgången relevanta säkerhetsförbättringar gällande oberoende kylning av härden i ett långtidsförlopp, åldring, vätgashantering, möjlighet att vid beroende fel i primärpumparnas elmatning förse huvudcirkulationspumparnas (RCP) tätningar med vatten, samt bränslebas-sängernas kylning och integritet.

I samband med stresstesterna av de svenska kärnkraftanläggningarna har emellertid en hel del av dessa aspekter även belysts för de svenska kärnkraftanläggningarna och kommer att tas omhand genom de åtgärdsplaner som ska beslutas. Se vidare nedan i avsnitt 2.8.

## **2.7. Allmänt om åtgärder till följd av Fukushima Dai-ichi-olyckan**

Olyckan vid kärnkraftverket Fukushima Dai-ichi i Japan, till följd av en kraftig jordbävning den 11 mars 2011 med efterföljande tsunami, har lett till olika åtgärder i många länder världen över och inom internationella organisationer. Det internationella atomenergiorganet IAEA har bl.a. anordnat expertmöten inom olika områden, ett extra möte i augusti 2012 inom ramen för kärnsäkerhetskonventionen och har inlett arbeten för att se över sina säkerhetsstandarder. Särskilda arbetsgrupper har bildats inom ramen för OECD NEA:s myndighets- och forskningssamarbete. Även andra europeiska och internationella organ har organiserat mötet och arbetsgrupper.

Regeringar och parlament runt om i världen har gett sina strålsäkerhetsmyndigheter i uppdrag att utreda, dra lärdomar och vidta åtgärder med anledning av olyckan.

I Sverige och Europa vidtogs i korthet följande:

Den 22 mars 2011 påtalade Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) i en skrivelse till tillståndshavarna betydelsen av att omgående inleda arbetet med att dra lärdom av det inträffade i syfte att bedöma vilka ytterligare strålsäkerhetsåtgärder som kan behöva vidtas vid svenska kärnkraftsanläggningar samt vid anläggningen för mellanlagring av använt kärnbränsle, Clab.

Europeiska ministerrådet förklarade den 24 och 25 mars 2011, efter ett extraordinärt möte, att medlemsstaterna var beredda att inleda en översyn av säkerheten vid kärnanläggningar genom en samlad risk- och säkerhetsbe-



dömning ("stresstest") av EU:s reaktorer. WENRA utarbetade sedan, med bland annat experter från SSM, förslag till specifikation för testernas omfattning och inriktning. Inom ENSREG kom man därefter överens om en gemensam specifikation för stresstesterna. I denna ingick att tillståndshavarna skulle genomföra testerna, vilka sedan skulle granskas först av den nationella strålsäkerhetsmyndigheten och sedan av experter i oberoende europeiska granskningsgrupper (Peer Review). Specifikationen fastställdes den 25 maj 2012.

Den 12 maj 2011 beslutade regeringen att komplettera det tidigare uppdraget till SSM så att det även kom att omfatta att dels lämna en samlad redovisning av de stresstester av berörda svenska kärntekniska anläggningar som skulle genomföras med utgångspunkt från ENSREG:s specifikation, dels redovisa andra erfarenheter från Fukushima-olyckan.

Den 25 maj 2011 beslutade SSM förlägga de svenska kärnkraftverken och Centrala mellanlagret för använt kärnbränsle (Clab) att genomföra förnyade säkerhetsutvärderingar av tåligheten mot jordbävningar, översvämningar och extrema väderförhållanden samt långvarig förlust av elförsörjning och värmesänka. Beslutet innebar dessutom att tillståndshavarna skulle analysera och värdera anläggningarnas beredskap och förbereda åtgärder för att ta omhand svåra haveriförlopp under antagande om omfattande förstörelse av omgivande infrastruktur och med radioaktiv kontamination på förlägningsplatsen.

Den 31 oktober 2011 redovisade tillståndshavarna resultaten av sina stresstester och den 15 december 2011 var SSM:s granskning klar och myndigheten gjorde en delredovisning till regeringen avseende stresstesterna.

Den 29 december 2011 redovisades den svenska nationalrapporten från stresstesterna till bl.a. ENSREG.

Våren 2012 genomfördes en europeisk oberoende granskning av resultatet (nationalrapporterna) från samtliga länder, vilka förbundit sig att genomföra stresstester i enlighet med ENSREG:s specifikation.

Den 26 april 2012 fastställdes granskningsrapporterna från den europeiska oberoende granskningen. I samband med publiceringen av rapporterna gjordes även ett utlåtande från ENREG avseende resultatet av stresstesterna samt planerad uppföljning av resultatet från stresstesterna.

Den 26 april 2012 beslutade SSM förelägga tillståndshavarna att senast den 15 september samma år redovisa deras planer för att med utgångspunkt i genomförda stresstester och granskningar av dessa för att ytterligare stärka anläggningarnas tålighet mot jordbävningar, översvämningar och extrema väderförhållanden samt långvarig förlust av elförsörjning och värmesänka.

Beslutet omfattade även bolagens planer för att ytterligare förstärka beredskapen och förbereda åtgärder för att ta hand om svåra haveriförlopp.

Den 16 juli 2012 beslutade SSM förelägga Svensk kärnbränslehantering AB att senast den 1 november inkomma med motsvarande planer för Clab.

Vid ett möte den 28 och 29 juni 2012 uppmanade ministerrådet medlemsländerna att vidta de åtgärder som behövs för att säkerställa ”ett fullständigt och snabbt genomförande” av ENSREG:s rekommendationer efter stresstesterna.

Den 1 augusti 2012 publicerade ENSREG en plan för uppföljning av stresstesterna, *Action plan – Follow-up of the peer review of the stress tests performed on European nuclear power plants*. Av denna framgår bland annat att varje land inom EU ska ta fram en nationell åtgärdsplan under 2012, för att hantera erfarenheterna från olyckan i Fukushima Dai-ichi, de brister och rekommendationer som identifierats inom den oberoende granskningen av stresstesterna, samt de frågor som identifierats vid det extra granskningsmötet under kärnsäkerhetskonventionen i augusti 2012. Nationella handlingsplaner ska vara framtagna och publicerade före utgången av 2012. Dessa planer ska sedan diskuteras och granskas gemensamt vid ett möte (en work shop) som ENSREG anordnar i mars 2013.

Den 15 september 2012 redovisade tillståndshavarna sina åtgärdsplaner med anledning av genomförda stresstester och SSM:s föreläggande.

Den 3 oktober 2012 publicerade ENSREG en sammanställning av den granskning som gjorts av stresstesterna i Europa, *Compilation of stress test peer review recommendations and suggestions*.

Den 4 oktober 2012 redovisade EU-kommissionen sin samlade rapport från stresstesterna, vidtagna och planerade åtgärder till ministerrådet och Europaparlamentet, *Communication from the Commission to the Council and the European parliament. COM(2012) 571 final*.

## **2.8. Genomförda stresstester**

### **2.8.1. Syfte med testerna och tillståndshavarnas säkerhetsutvärderingar**

Syftet med de säkerhetsutvärderingar (stresstester) som SSM beslutade var att i ljuset av Fukushima, dels studera huruvida befintliga säkerhetsanalyser för de svenska kärnkraftverken och Clab fortfarande var giltiga eller om kompletteringar behövs för att konstruktionskraven som gäller för anläggningarna ska vara uppfyllda, dels utvärdera allvarigare förhållanden än de som beaktats vid utformningen och konstruktionen av anläggningarna. Vid dessa studier belystes och utvärderas säkerhetsmarginaler och tröskeleffekter för att bedöma robustheten hos kärnkraftanläggningarna och identifiera eventuella behov av säkerhetsförbättringar och/eller vidare analyser.



Resultaten från tillståndshavarnas säkerhetsutvärderingar av kärnkraftverken visar att de svenska anläggningarna är robusta men att det finns behov av att stärka säkerheten ytterligare. Många av de förbättringsbehov som identifierats innebär att tidigare analyser behöver kompletteras eller att nya behov genomförs innan man kan ta ställning till om en åtgärd behöver vidtas och i sådant fall på vilket sätt.

Förutom behovet av att genomföra ytterligare analyser så har det också identifierats behov av mer konkreta åtgärder vid kärnkraftverken, exempelvis installation av utrustning eller förbättrad haverihantering genom att tillföra mer resurser och/eller fastställa nya rutiner. Även sådana åtgärder kräver ytterligare analyser som grund för utformning och implementering.

Säkerhetsfunktioner i det centrala mellanlagret för använt kärnbränsle, Clab, är passiva, vilket innebär att dessa inte behöver någon elkraft för att fullgöra sin funktion. Säkerhetsfunktionerna utgörs av bränslekassetter och kassetställ, förvaringsbassängerna för bränsle och själva bergrummet/förvaringsbyggnaden. Clab har även ett passivt säkerhetssystem som möjliggör spädmatning av vatten från olika källor till bassängerna i förvaringsdelen.

Resultatet från tillståndshavarens säkerhetsutvärderingar av Clab visar att anläggningen är robust och klarar att motstå de händelser som anläggningen är konstruerad för samt att tillräcklig marginal finns i många situationer. Tänkbara haveriförlopp på Clab är relativt långsamma, vilket ger personalen rådrum för att vidta motåtgärder. Om flera händelser inträffar samtidigt som anläggningen befinner sig i ett ogynnsamt driftläge och mottåtgärder inte är verksamma, kan emellertid inte mindre utsläpp av radioaktivitet uteslutas.

#### 2.8.2. SSM:s bedömning av säkerhetsvärderingar vid kärnkraftverken

SSM:s bedömning är att tillståndshavarnas säkerhetsutvärderingar har resulterat i att ett antal säkerhetsförbättringsbehov har identifierats och som kommer att ytterligare kunna stärka säkerheten hos de svenska kärnkraftverken. SSM:s har dock identifierat ett flertal säkerhetsförbättringsbehov utöver de som identifierats av tillståndshavarna. Därutöver har SSM funnit luckor i säkerhetsutvärderingarna som kan betraktas som avvikelser från ENSREG:s specifikation.

Säkerhetsutvärderingarna har också identifierat brister eller avvikelser i förhållande till gällande krav på säkerhetsanalys. SSM avser att i dessa fall förelägga tillståndshavarna att vidta åtgärder som gör att anläggningarna uppfyller kraven. SSM:s bedömning är dock att inga av de nu identifierade bristerna eller avvikelser är av sådan karaktär att anläggningarnas fortsatta drift ifrågasätts.

SSM bedömer att de säkerhetshöjande åtgärder som successivt genomförts i de svenska kärnkraftsanläggningarna, både tidigare och under senare år till följd av kraven i SSMFS 2008:17, har bidragit till att anläggningarna nu har



kunnat bedömmas som robusta. Säkerhetsutvärderingarna har bland annat demonstrerat vikten av de konsekvenslindrande systemen, framför allt haverifiltren, för att hantera oförutsedda händelser. SSM bedömer att om en situation liknande den i Fukushima skulle uppstå vid någon av de svenska kärnkraftanläggningarna så bör haverisystemen mildra händelseförloppet och minimera eventuella utsläpp till omgivningen. Detta eftersom haverifiltren har en renande funktion som avskiljer en stor andel av de radioaktiva ämnen som annars skulle kunna komma att släppas ut till omgivningen i samband med svåra olyckor, samtidigt som de avbördar värme från reaktorn till atmosfären.

#### Jordbävning

SSM bedömer att tillståndshavarna inte vidtagit de åtgärder som krävs enligt myndighetens föreskrifter för vissa av reaktorerna. Exempelvis är det inte fullt ut demonstrerat att viktiga funktioner som behövs för att bringa reaktorerna Oskarshamn 2, Forsmark 1, Forsmark 2, Ringhals 2, Ringhals 3 och Ringhals 4 till säkert läge kommer att fungera som avsett under och efter en jordbävning.

Därutöver behöver tillståndshavarna slutföra de fördjupade analyser som behövs för att utvärdera marginalen till säker avställning, samt införandet av de förbättringar som identifierats i de förnyade säkerhetsvärderingarna. För reaktorerna i Forsmark och Ringhals gäller dessutom att en mer detaljerad analys behöver genomföras för jordbävningsinducerad översvämning.

#### Översvämning

Alla kärnkraftverk klarar en höjning av havsvattennivå på 3 m, vilken tillståndshavarna uppskattar ha en sannolikhet på 1 gång per 100 000 år ( $10^{-5}$ /år). SSM bedömer att denna uppskattning bör utvärderas vidare.

Effekter till följd av kombinationer av vågor och höga vattenstånd har inte beaktats för alla anläggningar. Vidare analyser behöver därför genomföras för att beakta sådana kombinationer samt även för att belysa eventuella dynamiska effekter i samband med översvänningsfenomen.

#### Extrema väderförhållanden

Säkerhetsutvärderingarna visar att kärnkraftsanläggningarna har god tålighet mot de förhållanden som kan uppkomma vid anläggningarna till följd av olika extrema väderförhållanden. Av säkerhetsutvärderingarna framkommer emellertid att det finns ett antal områden som innehåller stora osäkerheter eller av annan anledning bör utredas vidare för att kunna identifiera möjligheter att ytterligare kunna förstärka anläggningarnas skydd vid dessa händelser. Exempelvis bör driftpersonalens instruktioner avseende åtgärder som behöver vidtas vid stora nederbördsmängder och extrema temperaturer ses över. Därutöver saknas djupare analyser av kombinationer av olika väderfenomen, såsom extremt snöfall i kombination med extrem vind.





Vidare konstateras att det saknas utförlig redovisning av hur kärnkraftsanläggningarna påverkas vid eventuella isstormar. En ingenjörsmässig bedömning är dock att en extrem isstorm kan slå ut yttre nät och riskerar att täppa igen ventilationssystem samt att tillträdet till förläggningsplatsen kan bli begränsat. Att djupare analyser saknas bedöms som en brist i förhållande till nuvarande föreskrifter och måste därmed genomföras.

#### Konsekvenslindrande system

Säkerhetsutvärderingarna demonstrerar vikten av konsekvenslindrande system, såsom haverifilter och de oberoende funktionerna för inneslutnings-sprinkling. Detta gäller framför allt vid bortfall av el och bortfall av värme-sänka eller en kombination av båda dessa händelser. Det konstateras dock att det finns osäkerheter i analyserna av de konsekvenslindrande systemens funktion i ett långtidsförlopp, och det behöver därför säkerställas att dessa system klarar utdragna haveriförlopp samt alla de förhållanden som gäller vid de scenarier i vilka systemen krediteras. Detta gäller exempelvis de förhållanden som uppstår om man använder dessa system för att transportera värme från kärnan till atmosfären.

#### Bortfall av elförsörjning

Vid alla svenska kärnkraftverk finns alternativ reservkraft i form av gasturbiner inom eller i nära anslutning till förläggningsplatsen. Dessa system är dock inte säkerhetsklassade, vilket innebär att de har lägre kvalitets- och provningskrav än vad som normalt gäller för anläggningens säkerhetssystem. Eftersom säkerhetsutvärderingarna visar att den alternativa reservkraften kan vara avgörande för händelseutvecklingen vid situationer där all yttre elkraftnät och den ordinarie reservkraften är otillgänglig bör behovet av förstärkning av dessa system ses över, speciellt med beaktande av situationer då flera reaktorer är drabbade samtidigt.

Vid bortfall av all växelspanning (dvs. bortfall av yttre elkraftnät samt ordinarie och alternativ reservkraft) återstår endast de batterisäkrade systemen för instrumentering och manövrering av komponenter. I nuläget ställs krav på att batterierna ska klara drift i 1-4 timmar, även om analyser och stödjande dokumentation visar att de kan fungera längre. Det bedöms därmed väsentligt att man ser över möjligheterna att utöka den befintliga batterikapaciteten genom att kvalificera batterierna för längre drifttider eller genom att avlasta batterierna från icke säkerhetskritisk utrustning, samt ser över möjligheterna att återladda batterier med mobil utrustning.

Vid bortfall av all växelspanning behöver mobil utrustning kunna utnyttjas, men kapaciteten och antalet mobila enheter är inte tillräckligt för alla händelser, speciellt då flera reaktorer drabbas samtidigt. Det bedöms därmed väsentligt att tillståndshavarna ser över de mobila enheterna och säkerställer att dessa har tillräcklig kapacitet, är tillräckligt många och finns tillgängliga vid svåra olyckor.

Av säkerhetsutvärderingarna framgår också att påfyllning av smörjolja kan komma att behövas vid vissa anläggningar inom några dagar och det bör



därför säkerställas att det finns tillräckligt med smörjolja på förläggningsplatsen.

#### Bortfall av huvudvärmesänka (utebliven bortförsel av värme till havet eller luften)

Alla svenska kärnkraftverk är dimensionerade för att vid blockering av kylvattenintaget gå ner till säkert läge och bibehålla detta tillstånd. Vi säkerhetsutvärderingarna framkom dock att detta inte fullt ut har verifierats för Ringhals 3 och 4, vilket därför måste genomföras.

En samtidig blockering av både in- och utloppskanal har inte tidigare beaktats i analyserna av anläggningarna och säkerhetsutvärderingarna visar nu att dessa förhållanden kräver ett antal manuella åtgärder. Det konstateras att en djupare analys av de manuella åtgärder som kan komma att krävas vid beaktade olycksförlopp behöver genomföras samt även en utvärdering av tillgängliga resurser. I dessa analyser bör tillträdet till anläggningen beaktas utifrån antagna olycksscenarier och deras eventuella påverkan på arbetsmiljön.

Säkerhetsutvärderingarna visar nu även på den stora betydelsen av oberoende härdkylfunktioner, där både permanenta och alternativa system samt mobila enheter förstärker säkerheten och robustheten på anläggningarna. För att säkerställa tillgänglighet och funktion hos dessa system bör djupare analyser genomföras för att utvärdera befintliga oberoende härdkylfunktioner samt identifiera eventuella behov av ytterligare förstärkningar eller införande av nya system. Se även avsnitt 2.5.1.

För att upprätthålla kylningen av bränslebassängerna i haverisituationer krävs manuella åtgärder samtidigt som erfarenheterna från Fukushima visar att tillträdet till reaktorbyggnaderna kan vara begränsat vid svåra olyckor. Det bedöms därmed väsentligt att tillståndshavarna utvärderar möjligheter att införa alternativa lösningar för kylning av bränslebassängerna, både genom att införa permanenta installationer och mobila enheter. En viktig förutsättning i samband med dessa utredningar är att beakta personalens möjlighet att utföra eventuella manuella åtgärder i samband dessa händelser/olyckor.

#### Haverihantering och beredskap

Säkerhetsutvärderingarna demonstrerar vikten av de konsekvenslindrande systemen där haverifiltren är de mest centrala. Vid en haverisituation då resteffektkylningen misslyckats och härden smälter igenom reaktortanken kommer trycket i inneslutningen att stiga tills ventiler till haverifiltret öppnas och tryckavlastar inneslutningen till omgivningen. Filtret är konstruerat så att en betydande andel av de radioaktiva ämnena som kan finnas i gaserna som passerar haverifiltrena avskiljs vilket medför att markbeläggning i stor utsträckning undviks.

Haverifiltrena var ursprungligen konstruerade för att klara drift under 24 timmar utan support. Då erfarenheterna från olyckan i Fukushima Dai-ichi visat att olycksförloppen kan bli utdragna och att det i dessa situationer kan

vara svårt att utföra manuella åtgärder inom 24 timmar behöver tillståndshavarna utvärdera haverifiltren med avseende på långa drifttider.

Kraven för haverisystemens batterier vilka används för att upprätthålla övervakning och manövrering, har varit att de ska vara tillgängliga under de inledande haveriflöppen och därefter på ett lättillgängligt sätt kunna återladdas. Vid konstruktionen beaktades dock inte varken olyckor som påverkar flera reaktorer samtidigt eller allvarlig förödelse på förläggingsplatsen till följd av inträffade naturfenomen. För att säkerställa möjligheterna att övervaka och manövrera haverisystemen behöver befintlig batterikapacitet med tillhörande laddningsmöjligheter ses över. Det bör emellertid tilläggas att haverisystemens funktion är passiv och därmed bedöms fungera utan batteriernas tillgänglighet.

I Sverige har det under lång tid arbetats med att utveckla anläggningarna för att förebygga och förhindra vätgasexplosioner. Det konstateras dock att tillståndshavarna inte utförligt studerat risken för vätgasläckage till reaktorbyggnaden vilket inträffade vid reaktorerna i Fukushima Dai-ichi och tillståndshavarna därför behöver utreda vidare sådana risker. Vid dessa utredningar behöver framförallt risker för vätgasansamlingar i reaktorbyggnaden utredas liksom behovet av ytterligare övervakning till stöd för operatörer och annan driftpersonal. Därutöver behöver vätgashantering i ett långtidsperspektiv beaktas.

Strategier för haverihanteringen är i dagsläget inriktade på förlopp där de konsekvenslindrade systemen ser till att skydda inneslutningens integritet och därmed förhindra okontrollerade stora radiologiska utsläpp till omgivningen. Erfarenheterna från olyckan i Fukushima Dai-ichi tyder dock på att man även behöver ha strategier framtagna som omfattar olyckor där inneslutningsfunktionen gått förlorad och större utsläpp av radioaktiva ämnen inte går att undvika.

I samband med en uppdatering av befintliga strategier för haverihantering behöver även en djupare analys av haveriorganisationens uppbyggnad och bemanning utföras för att säkerställa att denna kan klara alla situationer och speciellt situationer då flera reaktorer är drabbade samtidigt.

Ovanstående resultat redovisas mer detaljerat i SSM:s rapport [2] och promemoria [9].

### 2.8.3. SSM:s bedömning av säkerhetsvärderingar vid Clab

För att stärka anläggningens motståndskraft mot extrema situationer och förutsättningar för att hantera haverier har ett antal säkerhetsförbättringar identifierats. Dessa omfattar bland annat behov av fördjupade analyser samt konkreta åtgärder. Sådana säkerhetsförbättringar innefattar exempelvis installation av ny utrustning, förbättrade rutiner och instruktioner i samband med svåra olyckor, analys av tåligheten hos anläggningens konventionella



byggnader, utvärdering av kapaciteten hos olika kylsystem samt en grundligare översyn av stödjande dokumentation.

#### Jordbävning

Av tillståndshavarens redovisning framgår att de delar och strukturer i Clab som är konstruerade för att motstå en jordbävning har verifierats för den jordbävning som beaktats vid utformning och konstruktion. När det gäller utvärderingen av marginaler så visar resultaten att strukturernas motståndskraft mot jordbävningar som överskrider de nivåer som beaktades vid utformningen och konstruktionen är begränsade.

#### Bortfall av el

Vid bortfall av yttre nät säkerställer ett reservkraftaggregat att hantering av bränsle kan avslutas och att ett säkert läge intas. Clab har emellertid endast ett reservkraftaggregat och behovet av ytterligare reservkraft behöver utvärderas vidare.

#### Bortfall av huvudvärmesänka (kylning)

Vid bortfall av kylning rör det sig i normalfallet om långa tider innan bränsle riskerar att friläggas. Därutöver finns även möjligheten att pumpa in vatten till bassängerna via ett passivt säkerhetssystem.

Tillståndshavaren har dock inte fullständig redovisat hur rörelsefogarna mellan förvaringsdelarna påverkas i långtidsförloppet vid överskriden drifttemperatur samt vilka marginaler som råder under dessa förhållanden och vidare analyser av detta behöver därför genomföras. Likaså behöver tillståndshavaren se över driftbegränsningar avseende isolering av bassänger i mottagningshallen.

Sedan den inledande driften av Clab har det funnits en spricka i betongen i en av förvaringsbassängerna. Tillståndshavaren har i sin redovisning av stresstesterna redogjort för att bassängen trots detta uppfyller gällande krav och att armeringen är opåverkad. SSM bedömer emellertid att vidare analys av sprickans inverkan behövs för att underbygga denna slutsats.

#### Haverihantering och beredskap

De idag förberedda åtgärderna i haverihantering vid Clab kräver i de flesta fall att man har tillgång till vatten eller åtminstone reservkraft. Förstärkning av utrustningen för att säkerställa tillgången till dessa funktioner skulle medföra en betydande förbättring avseende möjligheterna för haveriorganisationen att ta anläggningen till ett säkert läge.

Resursbehovet vid extrema situationer som samtidigt påverkar närliggande kärnkraftverk har inte kunnat verifieras och behöver därmed utredas vidare, speciellt med avseende på tillgången till räddningstjänstens resurser.

#### 2.8.4. Resultatet från granskningar av europeiska stresstester

Resultatet från den oberoende europeiska granskningen (Peer Review) av säkerhetsutvärderingarna, som organiserats av ENSREG, har redovisats dels i en sammanfattande granskningsrapport för samtliga länder som förbundit sig att genomföra EU-stresstester, dels i specifika granskningsrapporter för varje land. På grundval av dessa granskningar ges rekommendationer till myndigheterna och deras samarbetsorganisationer och gemensamma rekommendationer ges till stöd för arbetet med de nationella åtgärdsplaner som ska tas fram innan utgången av 2012. Dessutom har den oberoende granskningen lämnat mer landspecifika rekommendationer.

Den oberoende europeiska granskningen

- rekommenderar WENRA att skapa en expertgrupp som arbetar fram en vägledning för hur analys av påverkan från naturfenomen ska genomföras samt hur marginaler utanför de ursprungliga konstruktionsförutsättningarna och tröskeleffekter ska utvärderas.
- konstaterar att återkommande helhetsbedömning av anläggningarnas säkerhet (s.k. PSR – Periodic Safety Review) har visats vara ett viktigt verktyg för att upprätthålla och förbättra säkerheten och robustheten inom anläggningarna. Detta gör att man rekommenderar ENREG att belysa vikten av den återkommande helhetsbedömningen av anläggningarnas säkerhet. Speciellt understryker man att naturfenomen och kritiska funktioner ska utvärderas så ofta det anses lämpligt men minst vart 10:e år.
- rekommenderar tillsynsmyndigheterna att säkerställa att alla nödvändiga förbättringsåtgärder som identifierats avseende inneslutningens funktion implementeras så snart som möjligt. Sådana säkerhetsförbättringar omfattar exempelvis tryckavlastning av reaktorsystemet för att förhindra genomsmältning av reaktortank vid högt tryck, förebyggande åtgärder för att förhindra vätgasexplosioner samt förebyggande åtgärder för att förhindra att inneslutningen utsätts för extremt höga tryck.
- rekommenderar tillsynsmyndigheterna att säkerställa att säkerhetsförbättringar för att förebygga olyckor och begränsa eventuella konsekvenser av extrema naturfenomen införs. Sådana säkerhetsförbättringar kan exempelvis vara bunkersystem, instrumentering och kommunikationsutrustning, mobil utrustning skyddad mot extrema naturfenomen, beredskapscentraler skyddade mot extrema naturfenomen och kontamination, samt att räddningspersonal med nödvändig utrustning snabbt kan finnas på plats och stötta vid utdragna haveriförlopp.

Den oberoende europeiska granskningen rekommenderar också de nationella tillsynsmyndigheterna att beakta ett antal säkerhetsaspekter vid sammanställningen av de nationella åtgärdsplaner som ska tas fram innan utgången av 2012. Det rör sig om ett 40-tal säkerhetsaspekter som kan sammanfattas enligt följande:



- Lämpliga analysmetoder
- Naturfenomen att beakta
- Samtidiga händelser i olika reaktorer på samma förläggingsplats
- Miljöqualificering av utrustning
- Installation av ny instrumentering och varningssystem
- Interna och externa kommunikationssystem
- Förslag på systemlösningar på principiell nivå
- Behov av instruktioner och övning
- Personalens arbetsmiljö i samband med ett haveri
- Personalstrålskydd
- Förberedda räddningsstyrkor
- Möjliga åtgärder för bränslebassängerna
- Nyttjande av mobil utrustning
- Vätgashantering

Den oberoende europeiska granskningen riktade även vissa specifika rekommendationer till Sverige i form av ett antal åtgärder som speciellt bör beaktas. Bland dessa kan nämnas:

- Utvärdera tillämpade analysmetoder och indata för jordbävning.
- Överväg att införa utförliga probabilistiska säkerhetsanalyser av yttre översvämning.
- Genomför fördjupade analyser av extrema väderförhållanden enligt internationellt accepterad metodik.
- Förstärk gasturbinerna
- Förbättra möjligheterna att fylla på dieselolja till dieseltankar vid extrema förhållanden.
- Se över möjligheterna att använda smörjolja från en reaktor till utrustning inom en annan reaktor.
- Utöka batterikapaciteten.
- Installera rörledningar så att man kan tillföra brandvatten till bränslebassängerna.
- Se över instruktioner med avseende på möjligheter att kyla reaktorhärden med alternativa vattenkällor samt vädra ut vätgas.
- Beakta utdragna scenarier, framförallt avseende haverifilternas funktion.

#### 2.8.5. Vidtagna och planerade åtgärder med anledning av olyckan

Sedan olyckan i Fukushima Dai-ichi inträffade har ett antal säkerhetshöjande åtgärder vidtagits vid de svenska kärnkraftverken. Åtgärderna har framförallt identifierats i samband med de säkerhetsutvärderingar (stresstester) som genomförts av de svenska kärntekniska anläggningarna och i samband utredningsarbeten kopplade till tillståndshavarnas internationella samarbetsorgan World Association of Nuclear Operators (WANO).



I SSM:s utredningsrapport [2] och promemoria [9] sammanfattas de 60-talet åtgärder som genomförts eller planeras att vara genomförda den 31 oktober 2012, samt tillståndshavarens bedömning av hur respektive åtgärd påverkat säkerheten. Dessa åtgärder är av enklare karaktär, såsom uppdateringar av instruktioner, allmän kontroll av ordning och reda samt förberedande utredningar inför att senare kunna genomföra mer omfattande åtgärder och anläggningsändringar.

I utredningsrapporten [2] och promemoria [9] sammanfattas även kärnkraftverkens planer, som redovisades till SSM den 15 september i enlighet med myndighetens föreläggande, för dessa mer omfattande åtgärder och anläggningsändringar. Dessa planer utgår från brister och förbättringsbehov som identifierades vid stresstesterna och påföljande granskningar. Planerna kommer att ligga till grund för den nationella handlingsplan som SSM ska ta fram innan utgången av 2012 och redovisa till ENSREG. Kärnkraftverkens planer, resultaten av SSM:s granskningar av stresstesterna och rekommendationer från de oberoende europeiska granskningarna kommer också att ligga till grund för de anläggningsspecifika förelägganden om åtgärder som myndigheten avser besluta om i början av 2013.

SSM avser även besluta om åtgärder vid Clab på motsvarande underlag efter att tillståndshavaren redovisat sin åtgärdsplan, vilken ska lämnas in till myndigheten den 1 november 2012.

## **2.9. Behov av ytterligare utredning och forskning med anledning av olyckan i Fukushima Dai-ichi**

Som framgått i de tidigare avsnitten ledde olyckan i Fukushima Dai-ichi till såväl omedelbara åtgärder som till förnyade säkerhetsutvärderingar (stresstester) av kärnkraftverk i många länder. Olyckan har även väckt frågor som kräver djupare utredningar och forskning. Dessa frågor har diskuterats både nationellt och i internationella samarbetsorgan såsom IAEA, CNRA och CSNI inom OECD/NEA och WENRA. Bland de frågor som har identifierats för fortsatt utredning och forskning finns

- metoder för värdering av naturkatastrofer som konstruktionsstyrande händelser och hantering av tröskeleffekter ("cliff-edge effects")
- värdering av följdhändelser till jordbävningar, såsom översvämning och brand
- elsystemens tillgänglighet och robusthet
- haveriförlopp och de tillämpade kodernas förmåga att beräkna och prediktera förloppen
- förbättrad tillförlitlighet hos instrumentering under haveriförlopp
- driftoperatörers agerande i extrema stressituationer under haveriförlopp
- tillgängligheten till kontrollrum och reservkontrollrum under utdragna haveriförlopp som omfattar flera block på anläggningsplatsen



- beslutsprocesser och kommunikation mellan berörda aktörer (tillståndshavare, räddningstjänst, myndigheter) under svåra och utdragna haveriförlopp

SSM har redan idag ett relativt omfattande utrednings- och forskningssamarbete inom de internationella samarbetsorganen. Myndigheten avser intensifiera detta och kommer att medverka i många av de utredningar och forskningsprojekt som initieras med anledning av Fukushima-olyckan.

Ytterligare information om utredning och forskning till följd av Fukushima-olyckan redovisas i SSM:s utredningsrapport [2] och promemoria [10].

Andra frågor som väckts gäller myndigheternas tillgång till tillförlitliga uppgifter och anläggningsdata i haverisituationer för att kunna fullgöra sina uppgifter som expertorgan och ge råd till räddningstjänster och andra samhällsorgan med uppgift att skydda liv, hälsa och miljö i närområdet. En viktig del i detta är att få direktöverföring av anläggningsdata till myndigheternas beredskapscentraler. Flera strålsäkerhetsmyndigheter i världen har denna möjlighet, och i Sverige förbereds nu teknik och organisation för sådan direktöverföring i haverisituationer eller hot om sådana. Detta kommer att göras genom frivilliga överenskommelser mellan tillståndshavarna och SSM, i avvaktan på lagstöd vilket är föreslaget av utredningen om en samordnad lagstiftning på kärnteknik- och strålskyddsområdet [11].

## **2.10. Kort om åtgärder för att stärka anläggningarnas fysiska skydd**

Parallellt med de åtgärder som har vidtagits och kommer att vidtas för att säkerhetsmodernisera anläggningarna pågår sedan ett antal år arbeten för att stärka det fysiska skyddet mot antagonistiska handlingar. Dessa förstärkningar görs som en följd av myndighetens föreskrifter, SSMFS 2008:12, om fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar, vilka trädde i kraft den första februari 2009 såsom SKIFS 2005:1. Sedan dess har omfattande åtgärder vidtagits vid samtliga kärntekniska anläggningar, i synnerhet vid kärnkraftverken, i syfte att förstärka skyddet. Resultatet har blivit ett förstärkt skydd avseende detektion och verifiering av intrång, tillträdesskydd i form av förstärkta barriärer, tillträdes- och säkerhetskontroll av personer, gods och fordon samt förstärkt skydd av vissa utrymmen i anläggningarna.

En översyn av tillståndshavarnas och samhällets förmåga att skydda mot antagonistiska hot visar emellertid att skyddet mot sabotage behöver stärkas ytterligare. Utredningar pågår därför inom SSM för att klargöra vilka ytterligare åtgärder som behövs och ändring av myndighetens föreskrifter inom området förbereds.

En del av dessa åtgärder har även identifierats i stresstesterna av kärnkraftverken. Detta gör att man i samband med konstruktion och utformning åtgärder för att förbättra säkerheten med anledning av brister funna i stresstet-





esterna även behöver beakta kraven på det fysiska skyddet. Exempelvis behöver mobila reservsystem skyddas från påverkan från både antagonister och yttre händelser såsom stormar, högt vattenstånd och nederbörd. Samtidigt får skyddet mot antagonistiska hot inte hindra en snabb inkoppling av utrustningen vid behov.

### 2.11. Slutsatser

De säkerhetsmoderniseringsåtgärder som tillståndshavarna inledde när myndighetens föreskrifter (då SKIFS 2004:2, nu SSMFS 2008:17) om konstruktion och utförande av kärnkraftreaktorer trädde i kraft den 1 januari 2005 har nu kommit en bit på vägen för att anläggningarna ska uppfylla de ställda kraven. Arbetet med dessa åtgärder visades emellertid vara betydligt mer komplicerat och tidskrävande än vad som förutsågs då tillståndshavarna tog fram sina förslag och då åtgärdsplanerna beslutades av myndigheten. Vid arbetet med att genomföra olika åtgärder har tillståndshavarna identifierat behov av vissa ytterligare och delvis andra åtgärder för att uppfylla kraven. En del av tillståndshavarna har också anfört att de vid genomförandet av moderniseringsprogrammen konstaterat att dessa blivit så omfattande att det inte har varit möjligt att, med bibehållna höga krav på kvaliteten, genomföra samtliga åtgärder inom den angivna tiden.

Dessa problem har lett till att för vissa av åtgärderna har tillståndshavarna ansökt om, och beviljats, senareläggning av de tidpunkter då respektive åtgärd ska vara genomförd och därmed syftet, i form av kravuppfyllande, ska vara uppnått. Som längst har åtgärdstidpunkterna framskjutits till 2015.

Fram till den 30 juni 2012 har sammantaget för de tio reaktorernas moderniseringsprogram ca 60 % av de beslutade åtgärderna genomförts. Det är stora skillnader i framdriften mellan reaktorerna, där det för vissa av anläggningarna återstår mycket att genomföra. Det ska dock påpekas att åtgärderna har varierande säkerhetsbetydelse och omfattning varför enbart en jämförelse av antalet genomförda respektive återstående åtgärder inte ger en rättvisande bild av sammantagen säkerhetsförbättring eller framdrift i respektive åtgärdsprogram.

SSM följer i sin tillsyn upp hur tillståndshavarnas arbete med åtgärdsprogrammen fortskrider och tar efterhand ställning till om åtgärderna uppfyller kraven i SSMFS 2008:17, så långt detta är möjligt. En samlad bedömning av kravuppfyllnaden är emellertid inte möjlig att genomföra i dagsläget eftersom det återstår såväl analysåtgärder som ändringar i anläggningarna genom om- och tillbyggnader. Vissa av kraven i SSMFS 2008:17 kan styra flera åtgärder och en åtgärd kan medverka till uppfyllandet av flera krav. Detta förhållande försvårar således möjligheterna att bedöma den sammantagna kravuppfyllnaden för varje anläggning innan alla åtgärder är genomförda och granskade av SSM.

I SSM:s tillsyn ingår även att granska tillståndshavarnas säkerhetsredovisningar med däri ingående uppgifter om hur kraven i SSMFS 2008:17 tolkas och tillämpas för såväl delar av anläggningarna som anses uppfylla kraven i befintligt utförande som delar vilka ska ändras och byggas om. Vid dessa granskningar har myndigheten konstaterat att i flera fall är tillståndshavarnas säkerhetsredovisningar av hur krav tillämpas och verifieras alltför allmänt hållna för att ge en tydlig och fullständig bild av hur kraven blir omhändertagna. Hittillsvarande granskningar har även visat att tillståndshavarnas tolkning av flera av kraven inte överensstämmer med SSM:s syn på föreskrifternas innebörd.

SSM bedömer att genomförda och planerade åtgärder som föranleds av kraven i SSMFS 2008:17 förstärker kärnkraftreaktorernas barriärskyddande funktioner, främst genom utökad flertalighet och separation, vilket har varit huvudsyftet med åtgärderna. Åtgärderna innebär även, när de genomförs i sin helhet, en förstärkning av djupförsvaret för samtliga anläggningar. En annan säkerhetsmässig konsekvens av åtgärderna än de rent fysiska förändringarna av anläggningarna är den bättre kunskapsnivå om anläggningarnas egenskaper som analyserna gentemot kravbilderna i SSMFS 2008:17 har medfört hos tillståndshavarna. Dessutom har anläggningsdokumentationen förbättrats. Dessa förhållanden är i högsta grad nödvändiga förutsättningar för säkra kärnkraftverk.

SSM har emellertid i den nu genomförda analysen av säkerhetsförbättringar konstaterat att ytterligare åtgärder kommer att behövas utöver de som följer av tillståndshavarnas åtgärdsplaner för att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17. Resultaten av de förnyade säkerhetsutvärderingarna (stresstesterna) visar också att åtgärder behöver vidtas för att stärka tåligheten mot extrema naturfenomen, bortfall av elförsörjning och bortfall av huvudvärmesänka. Dessutom behöver anläggningarna haveriberedskap och förmåga till haverihantering stärkas i olika avseende. SSM kommer att förelägga tillståndshavarna att genomföra nödvändiga säkerhetsförbättringar.

SSM gör bedömningen att kärnkraftanläggningarna därutöver behöver förses med system för oberoende spädmatning. Med ett sådant system minskar risken för härdsmälta och därigenom även risken för genomsmältning av reaktortryckkärlet vid bortfall av ordinarie spädmatning. SSM förbereder nu krav på oberoende spädmatningssystem, och avser då även ställa krav på att systemen ska vara konstruerade och utformade med skydd som tillsammans med övriga skyddsåtgärder vid anläggningen gör att den tillkommande spädmatningsfunktionen kan upprätthållas i den omfattning som behövs vid ett dimensionerande antagonistiskt angrepp (DBT) och under den tid myndigheten bestämmer.

En översyn av tillståndshavarnas och samhällets förmåga att skydda anläggningarna mot antagonistiska hot visar också att skyddet mot sabotage behö-



ver stärkas ytterligare. Utredningar pågår inom SSM för att klargöra vilka ytterligare åtgärder som behövs och ändring av myndighetens föreskrifter inom området förbereds.

Sammantaget innebär detta att svensk kärnkraftindustri står inför stora utmaningar med både fortsatta analyser och fortsatta åtgärder för att uppfylla ställda och tillkommande krav på säkerhet och fysiskt skydd. SSM behöver därför också övergå till ett tydligare kravställande och intensifiera sin tillsyn för att säkerställa att tillståndshavarna har framdrift i det fortsatta moderniserings- och säkerhetsförbättringsarbetet och att åtgärderna införs på ett säkert sätt med den kvalitet som behövs.

### **3. Analys av åldringsfrågor vid långtidsdrift av reaktor- läggningar**

#### **3.1. Utgångspunkter**

När de svenska kärnkraftverken, likväl som många anläggningar världen över, konstruerades och uppfördes antogs en drifttid på ca 40 år. Bland annat gjordes konstruktionsanalyser och utmattningsberäkningar med antaganden om ett visst antal upp- och nergångar med anläggningen, andra driftändringar, snabbstopp och olika typer av störningar under denna tid. Med långtidsdrift (engelska Long Term Operation, LTO) avses därför drift utöver den tid för vilken anläggningarna ursprungligen konstruerades och analyserades.

Sådan långtidsdrift av kärnkraftverk planeras eller har inletts i många länder för att klara av sin el-försörjning och för att uppfylla uppställda klimatmål avseende utsläpp av växthusgaser. I vissa länder ses långtidsdrift som ett sätt att överbrygga fram till dess att dagens reaktorer har ersatts av nya eller att annan ny produktionskapacitet har tillkommit. De svenska tillståndshavarna har aviserat att de avser driva kärnkraftverken 50 till 60 år. De svenska kärnkraftverken är idag mellan 27 och 40 år gamla, räknat från tidpunkten då de togs i rutinmässig drift. Oskarshamn 1 som togs i rutinmässig drift 1972 är nu på väg in i långtidsdrift och SSM kommer under 2013 att ta ställning till denna långtidsdrift.

I vissa länder, t.ex. USA, är tillstånden också begränsade till 40 års drift. För längre tids drift krävs ett nytt tillstånd, s.k. License renewal. Tillsynsmyndigheten, US Nuclear Regulatory Commission (NRC), har fram till juni 2012 beslutat om drygt 70 tillstånd för långtidsdrift av kärnkraftverk. I andra länder, såsom Sverige, är tillstånden inte begränsade i tiden utan gäller så länge alla krav är uppfyllda.

Långtidsdrift ställer såväl tillståndshavare som myndigheter inför nya utmaningar med utgångspunkt i kraven på säker drift under den förlängda driftti-



den. Både tillståndshavares och tillsynsmyndigheters organisation, resurser och kompetens måste vara anpassade till nya säkerhetsfrågor som kan uppkomma i samband med långtidsdrift. Myndigheternas regelverk behöver ses med tydligare fokus på åldringsaspekter och tillståndshavarnas åldringshanteringsverksamheter samt på behoven av succesiva uppgraderingar för att öka marginalerna mot oförutsedda händelser i åldrande anläggningar. Även tillsynen behöver ha ett ökat fokus på åldringshanteringsfrågorna.

### **3.2. Allmänt om åldring och åldringshantering**

När man talar om åldring av kärnkraftanläggningar avses vanligen åldring av sådana anordningar och komponenter och byggnadsstrukturer som ingår i barriärerna och i anläggningarnas djupförsvar. Med denna typ av åldring menas då en process där de fysiska egenskaperna förändras i något avseende med tiden eller under användningen. För att hålla kontroll över den fysiska åldringen krävs därför en god framförhållning av tillståndshavarna med förebyggande åtgärder, genom t.ex. utbyte av skadekänsliga delar, samt ingående övervakning och återkommande kontroll av anläggningarnas barriärer och system i djupförsvaret med efterföljande avhjälpande reparationsåtgärder då skador eller andra försämringar upptäcks.

Det finns emellertid även andra åldringsaspekter som behöver beaktas, såsom teknologisk åldring av styr- och kontrollutrustningar. Även om teknologiskt åldrade utrustningar fungerar kan de vara svåra att underhålla och reparera eller att hitta reservdelar till eftersom utrustningen inte längre tillverkas eller finns på marknaden. Dessutom talar man ibland om åldring av organisationer och av regelverk. Dessa frågor behandlas dock inte vidare i denna rapport annat än i samband med återkommande helhetsbedömningar av säkerheten. Se vidare i avsnitten 3.5 och 4.6.

SSM ställer krav på tillståndshavarnas åldringshanteringsverksamheter avseende fysisk och teknologisk åldring, och att det ska finnas åldringshanteringsprogram för detta. Ett åldringshanteringsprogram kan betraktas som ett övergripande samordningsprogram bestående av andra underhålls- och kontrollprogram såsom s.k. surveillanceprogram för reaktortryckkärl, miljökvalificeringsprogram, kemiprogram, övervakningsprogram. Krav ställs också på att åldringshanteringsverksamheterna ska vara styrda i tillståndshavarnas ledningssystem. Syftet är att säkerställa en långsiktig hantering av åldringsfrågor och så långt möjligt och rimligt förhindra att degradering och andra brister uppkommer som gör att barriärer och anordningar säkerhetssystem inte längre fungerar som avsett. Kraven på åldringshantering och åldringshanteringsprogram gäller generellt men får naturligtvis större betydelse ju äldre anläggningarna blir.

I utredningsrapporten [3] har SSM beskrivit åldringsrelaterade delar av analysförutsättningarna för att driva de svenska reaktorerna under långa tider,



bedömt vilka åldringsrelaterade förhållanden som kommer vara avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet samt föreslagit förbättringar i myndighetens tillsyn och föreskrifter med hänsyn till långtidsdrift. Detta sammanfattas i de följande avsnitten 3.3-3.7.

### 3.3. Kunskapsläget i stort om åldrings- och degraderingsmekanismer

Den omfattande forskning som har gjorts nationellt och internationellt under de senaste dryga 30 åren har gett både tillståndshavare och tillsynsmyndigheter en god kunskap om de degraderingsmekanismer som kan ge upphov till skador i kärnkraftverk. Med denna kunskap har skadeförebyggande åtgärder vidtagits och effektiva åldringshanterings- och kontrollprogram tillämpas. En samlad utvärdering, som omfattar alla skadefall i mekaniska anordningar sedan den första anläggningen togs i drift i Sverige, bekräftar att vidtagna skadeförebyggande och skadeavhjälpande åtgärder har haft avsedd effekt. Det finns idag ingen påtaglig tendens till ökning av antalet skadefall i takt med att anläggningarna blir äldre. Den samlade utvärderingen visar också att merparten av hittills inträffade skador har upptäckts i tid genom de återkommande kontrollerna innan säkerheten har påverkats. Endast en liten del av alla skador har lett till läckage eller andra säkerhetsbrister till följd av sprickor och annan degradering som förblivit oupptäckta. Å andra sidan förändras till del driftförhållanden vid genomförda och planerade effekthöjningar, och planerad drift längre än ursprungligt konstruerad drifttid på ca 40 år.

En analys av uppgifter i SSM:s skadedatabas (STRYK) över driftinducerad skador i passiva mekaniska komponenter rapporterade från de svenska kärnkraftverken visar att bland de mest förekommande skadeorsakerna återfinns flödesassisterad korrosion (FAC), interkristallin spänningskorrosion (IGSCC), transkristallin spänningskorrosion (TGSCC) samt interkristallin spänningskorrosion i primärsystem hos tryckvattenreaktorer (PWSCC).

Handböcker finns för olika gummitypers och andra polymera materials mekaniska egenskaper, temperaturbeständighet, oxidationsbeständighet, vattenabsorption och beständighet mot organiska ämnen. Mindre känt är hur dessa egenskaper bibehålls i ett långtidsförlopp. De polymera materialens strålningstålighet är också mindre känd.

#### *Åtgärder inför långtidsdrift*

Kunskapen i allmänhet god om de flesta påverkande faktorer för de skademekanismer som idag är kända. Dessa påverkande faktorer beaktas också på ett rimligt sätt som grund för nu tillämpade kemi- och kontrollprogram, både när det gäller kontrollomfattning och kontrollintervall. För vissa mekanismer som kan ge upphov till skador i metalliska material är emellertid kunskapsläget ännu inte helt tillräckligt för att tillämpa effektiva kemi- och kontrollprogram. Detta gäller främst i ett långtidsperspektiv. Med hänsyn till längre



drifttider kan kontrollprogrammen behöva justeras och hänsyn tas till nya forskningsresultat gällande:

- IGSCC i de s.k. Nuclear Grade material som har använts för att ersätta skadade komponenter och i förebyggande syfte även komponenter som är tillverkade av skadekänsligt material
- PWSCC i tryckvattenreaktorkomponenter generellt, och även för de material av typ Alloy 52 och Alloy 690, som har använts för att ersätta skadade komponenter och i förebyggande syfte även komponenter som är tillverkade av skadekänsligt material
- IASCC dvs. bestrålningsinducerad spänningskorrosion i reaktortryckkärlens interna delar, både avseende initiering och tillväxt av sprickor
- TGSCC och då speciellt med hänsyn till initiering av sprickor.

Erfarenheterna har visat att det kan uppträda skademekanismer i komponenter, där metalliska material och miljöer tidigare varit sådana, att de har bedömts som resistent mot degradering. Ett exempel är miljösprickning i vissa material där initieringstiden har varit mycket lång. Vid långa drifttider behövs därför skärpt uppmärksamhet mot sådana fenomen och tillämpa kontrollprogram som så långt möjligt och rimligt även förmår fånga upp helt okända skademekanismer och skador till följd av kända skademekanismer som uppträder på oväntade ställen. Här behövs även fortsatt forskning för att bl.a. undersöka sprickbenägenheten av metalliska material i olika miljöer.

För mekanismen FAC är kunskapsläget om påverkande faktorer tillräcklig, men särskild uppmärksamhet vad gäller kontrollprogrammets omfattning och inriktning kan behövas i anläggningar där driftförhållanden förändras genom effekthöjningar och moderniseringar. För anläggningarnas hantering av FAC bör en kombination av beräkningsprogram, erfarenhetsmässiga bedömningar och underlag från anläggningsdatabaser vara lämpligt.

Även för mekanismen borsyrakorrosion bedöms kunskapsläget för påverkande faktorer som tillräcklig, men med hänsyn till skadeerfarenheter internationellt som visat hur aggressiv denna mekanism kan vara är det viktigt i tryckvattenreaktoranläggningarna att underhålls- och avsyningsprogrammen särskilt beaktar tecken på läckage av borerat vatten.

Forskning har gjorts speciellt vad gäller miljöåtlighet och miljökvalificering av elkomponenter men dessa arbeten behöver nu utvidgas till att även gälla andra polymera material som används i reaktorinneslutningar. Detta är nödvändigt för att få fram och upprätthålla effektiva miljökvalificerings- och åldringshanteringsprogram för de polymera materialen.



Det är härutöver viktigt att anläggningarna inventerar huruvida polymera konstruktionsmaterial utför säkerhetsfunktioner även på andra ställen i kärnkraftsanläggningarna, t.ex. i komponenter i nära anslutning till reaktorinneslutningarna, i kylkanaler och värmeväxlare samt i genomföringar som inte räknas som elektriska komponenter. Gummerade rör, filterhållare och jonbytarmassor kan också nämnas i sammanhanget.

Det finns fler icke-metalliska material i kärnkraftsanläggningarna, som också kan åldras. Detta gäller plaster, fogmassor, elastomerer med fyllningsmedel t.ex. förstärkningar eller flamskyddsmedel, målarfärg, beläggningar, bestrykningsmedel, epoxihartser, oljor, smörjmedel m.m. samt oorganiska material. Det är därför viktigt att tillståndshavarna gör systematiska inventeringar av dessa material i anläggningarna, både vad gäller säkerhetsfunktion och förekomst, samt därefter kompletterar åldringshanteringsprogrammen på det sätt som behövs.

### **3.4. Några speciella åldringsfrågor och aspekter som behöver beaktas inför långtidsdrift**

#### **3.4.1. Bestrålningsförsprödning av reaktortryckkärl**

##### *Mekanismen och kunskapsläget*

Reaktortryckkärls funktion är bl.a. att innesluta och bära upp reaktorhärden och reaktorns interna delar. Ett reaktortryckkärl till en kokvattenreaktor (BWR) är ca 20 m hög, ca 6 m i diameter och har en godstjocklek på ca 15-20 cm. Ett reaktortryckkärl för en tryckvattenreaktor (PWR) är något mindre ca 13 m hög, ca 4 m i diameter och har en godstjocklek på ca 20 cm. Materialet i tryckkärlen är ett låglegerat seghärdningsstål med en kolhalt på max 0.25 %. Det är legerat med molybden och nickel men innehåller också låga halter av krom, koppar och vanadin. Med små variationer är det i stort sett samma materialkvalitet i samtliga svenska reaktortryckkärl.

Eftersom reaktortryckkärllet innesluter härden kommer det att utsättas för neutronbestrålning. Bestrålningen påverkar materialet med tiden så att omslagstemperaturen, omslaget mellan sprött och segt brott, ökar och slagsegheten i det sega området sjunker samtidigt som hållfastheten ökar. Då det behövs snabba neutroner ( $E > 1\text{MeV}$ ) för att förspröda tryckkärlsmaterialet är det endast de delar av tryckkärllet som ligger nära reaktorhärden (belt line) som försprödas. Övriga delar av tryckkärllet, ovanför och under härden, påverkas inte av neutronbestrålningen.

Det som i princip sker i materialet är att neutronerna krockar och stöter ut atomer från sina platser i metallgittret. Det skapas vakanser och interstitialer i materialstrukturen. Tidiga forskningsresultat identifierade att kopparatomer lätt bildar utskiljningar i reaktortankstålet vid neutronbestrålning av snabba neutroner. Kopparutskiljningarna ger en partikelhärdning som är den huvud-

sakliga orsaken till försprödningen av stålet. Efterhand har det visat sig att andra legeringsämnen som nickel, fosfor, mangan och i viss mån även kisel bidrar till försprödningen. Effekten av dessa legeringselement visar sig först efter relativt lång tid och på så sätt att försprödningshastigheten ökar påtagligt efter en viss tid i drift. Fenomenet benämns ”Late Blooming Phases” (LBP). Om LBP förutsätter närvaro av kopparutskiljningar är ännu oklart. Mekanismerna är komplicerade och sambanden inte helt klarställda. Försprödningen är även temperaturberoende så att bestrålning vid hög temperatur ger lägre försprödningsgrad jämfört med bestrålning vid en låg temperatur.

Vid konstruktion och dimensionering av reaktortryckkärl beräknas försprödningsgraden av materialet för hela den tänkta livslängden. Konstruktionen dimensioneras så att den ska klara postulerade defekter med ett försprödat material vid slutet av livslängden, s.k. End of Life, EOL. För att verifiera beräkningarna genomförs ett så kallat surveillance program där provstavar tillverkade av det aktuella tryckkärlsmaterialet och det aktuella svetsgodset placeras i tryckkärlet mellan härden och tryckkärlsväggen. Provstavar utsätts där för en något högre neutronbestrålning, fluens, jämfört med reaktortryckkärlet. Den beräknade försprödningsgraden kan därefter kontrolleras genom att provstavar tas ut och provas vid bestämda tidpunkter. Samtliga svenska reaktortryckkärl har surveillance program<sup>9</sup> enligt krav i SSM:s föreskrifter. Uttag av bestrålade provstavar och provning av dessa har genomförts minst en gång för alla reaktortryckkärl.

En förutsättning för långa drifttider är en noggrann analys av surveillance data och reaktortryckkärlets försprödningsgrad. Surveillance programmet måste arbetas om och anpassas till den förlängda drifttiden. För alla svenska reaktorer pågår därför nu utredningar om förlängd drifttid där också beräkningarna för reaktortankarnas fluens vid EOL uppdateras. I detta sammanhang bör nämnas att den ökade fluensen som en effekthöjning innebär, gör att HTG-analyserna uppdateras vilka granskas av SSM.

För kokvattenreaktorerna är bestrålningsgraden låg även vid 60 eller 80 års drifttid. Inga egentliga problem med försprödning av reaktortryckkärlsmaterialet förutses för dessa förutsatt att inte nya erfarenheter kommer fram som visar på idag okända fenomen.

För tryckvattenreaktorerna är fluensen i medeltal nästan 50 gånger högre. Här finns idag kunskap om relativt kraftig bestrålningsförsprödning av svetsgodset med hög nickelhalt för Ringhals 3 och Ringhals 4. Vid tillverkningen av dessa tryckkärl valdes avsiktligt ett svetsgodset med hög nickelhalt för att få ett segt svetsgodset med låg omslagstemperatur. Vid tidpunkten för tillverkningen av dessa tryckkärl var inverkan av nickel på försprödning-

---

<sup>9</sup> Ringhals 3 och Ringhals 4 har ett gemensamt surveillance program



en av reaktortryckkärlsmaterial inte känd varför valet av svetsgods var korrekt med den tidens kunskap. Ringhals AB följer utvecklingen av försprödningen noggrant och har vidtagit åtgärder för att minska/dämpa graden av fortsatt försprödning.

Ett problem vid långa drifttider oavsett reaktortyp är att brist på provstavar för surveillance provning kan uppstå. För flertalet reaktorer finns extra provstavskejdor som kan användas vid förlängd drifttid och för några kan omplanering av provstavsuttag göras så att provprogrammet anpassas för längre drifttid. Dock kan i vissa fall återanvändning av provstavar bli aktuellt. Metoder för detta finns utprovade och har tillämpats för utländska reaktorer.

#### *Åtgärder inför långtidsdrift*

Mot denna bakgrund gör SSM bedömningen att för drifttider längre än ca. 40 år behöver tillståndshavaren

- arbeta om och anpassa programmet för surveillanceprovning till den förlängda drifttiden. Detta föranleds bland annat av inverkan under lång tid av vissa legeringsämnen till försprödningen (Late Blooming Phase) samt att en brist på provstavar kan uppstå.
- genomföra tidsberoende analyser av reaktortryckkärls försprödningsgrad och dess betydelse för den strukturella integriteten. I dessa analyser behöver det ingå s.k. HTG-analyser, en uppskattning av segheten i övre plåtområdet, acceptabla sprickstorlekar i härdområdet samt frekvensen för läckage och brott i härdområdet.

Dessa program och analyser kommer även att vara nödvändiga underlag för SSM:s ställningstagande till långtidsdrift av ett kärnkraftverk. Ytterligare information om SSM:s syn på de analyser som behöver utföras finns i rapporten [13].

SSM kommer att följa och stödja forskningsprojekt som handlar om försprödningsmekanismer för reaktortryckkärlsmaterial och långa drifttider. Myndigheten avser även se över och förtydliga föreskrifter och allmänna råd avseende de krav och förutsättningar som ska gälla för uppföljning av reaktortryckkärlens försprödningsgrad och dess betydelse för den strukturella integriteten. Ytterligare information om dessa behov att förtydliga krav och råd redovisas i rapporten [3].

#### 3.4.2. Utmattnings

##### *Tillämpade regler, kunskapsläget och farhågor*

Dimensionering mot utmattnings av komponenter i kärnkraftanläggningarna sker i regel vid konstruktionsstadiet och har i de flesta fall utnyttjat de regler som anges i de tidiga utgåvorna (före utgåva 2010) av den amerikanska



tryckkärlsstandarden ASME Boiler and Pressure Vessel Code, section III. Det innebär att man använder det budgeterade och förväntade transientunderlaget för att beräkna en ackumulerad utnyttjandefaktor  $U$  som bestäms av kvoten mellan antalet cykler och det tillåtna antalet cykler, varvid  $U$  summeras för varje förväntad lasthändelse. Det krävs att  $U \leq 1,0$ . Det tillåtna antalet cykler bestäms av de experimentellt bestämda s.k. designkurvorna där spänningsamplituden redovisas som funktion av antalet cykler. I design-kurvorna är inräknat en marginal som man har lagt på den medelkurva som har använts vid utmattningsexperimenten som har utförts på små polerade provstavar i luftmiljö. Marginalen ska täcka in spridning i materialdata, skillnad mellan laboratorieprovstavar och verkliga komponenter samt ytjämnhetseffekter. Man noterar dock att ASME III speciellt påpekar att de experiment som designkurvorna bygger på inte inkluderar närvaro av korrosiva miljöer som kan förkorta utmattningslivslängden.

Senare års forskning bl.a. i Japan och i USA har visat att de medelkurvor för utmattningskurva som designkurvorna för austenitiskt rostfritt i de tidiga utgåvorna av ASME III bygger på, är icke-konservativa i området större än  $10^4$  cykler. Nya experimentella data i reaktorvattenmiljö för såväl ferritiska stål, austenitiskt rostfritt stål och nickelbaslegeringar har dessutom visat att miljöeffekter kan sänka utmattningslivslängden betydligt jämfört med luftmiljö.

Det innebär att det finns en farhåga att reaktoranläggningarna i Sverige, som har dimensionerats mot utmattningskurva enligt de tidiga reglerna i ASME III utan explicit hänsyn till reaktorvattenmiljön, med tiden kommer att få utmattningsprickor i områden som man vid konstruktion av reaktorerna inte har förväntat sig och som man därför inte alltid har ett kontrollprogram för som fångar upp eventuella skador på ett tidigt stadium. Även om inte utmattningsprickor uppträder kan den verkliga säkerhetsmarginalen visa sig vara betydligt lägre än som ursprungligen var tänkt.

Det har framförts från tillståndshavarna att dagens kontrollprogram fångar upp eventuella skador på grund av lågcykelutmattningskurva. Det finns dock möjligheten att ett område där skadeindex = III, som åsätts områden där  $U < 0,3$ , får kontrollgrupp<sup>10</sup> C om konsekvensindex = 2 (vilket t.ex. gäller för matarvattensystemet innanför reaktorinneslutningen), men skulle med en uppdaterad utmattningsanalys erhålla  $U > 0,7$  varvid skadeindex = I vilket skulle ge kontrollgrupp A. Det innebär att det kan finnas områden som inte är identifierade i nuvarande kontrollprogram och som inför långa drifttider förtjänar skärpt uppmärksamhet med avseende på potentiella utmattningskurva. Det gäller främst områden i primärsystemet men även för vissa utmattningskurva belastade interndelar som t.ex. moderatortankstativet i kokarreaktorer. Denna

---

<sup>10</sup> Mekaniska anordningar ska indelas i kontrollgrupper A, B och C som styr omfattning och inriktning av återkommande kontroll. För kokarreaktorer används för närvarande ett klassificeringssystem med skadeindex och konsekvensindex som styr kontrollgrupperingen.



farhåga främst gäller drifttider överstigande 40 år. Inget drastiskt kommer att hända vid just 40 års drift men därefter kan successivt risken för oupptäckta utmattningssprickor öka.

Det är viktigt att poängtera att lågcykelutmattning är en långsam process och att de kontrollprogram som finns idag är konstruerade så att de torde fånga upp eventuella skador på de mest utmattningsbelastade systemen. Det kan ge en tidig varningssignal om lågcykelutmattning är en aktiv skademekanism och som kan föranleda en omprövning av huruvida fler områden med lägre utnyttjandefaktorer behöver omfattas av kontrollprogrammet. Å andra sidan finns det ingen garanti för att de områden som idag pekas ut som har de högsta utnyttjandefaktorerna även kommer att förbli så med hänsyn till miljöeffekter. Det vill säga frågan är om rangordningen mellan utnyttjandefaktorerna kommer att bibehållas om man tar hänsyn till miljöeffekterna.

#### *Åtgärder inför långtidsdrift*

Mot denna bakgrund bedömer SSM att en tillståndshavare inför långa drifttider genom analyser behöver visa att för utmattningssprickor fram till analysperiodens slut. I analyserna behöver hänsyn tas till reaktorvattenmiljöns inverkan. Ytterligare information om SSM:s syn på de analyser som behöver utföras finns i rapporterna [3] och [13].

Till grund för dessa analyser behöver tillståndshavaren ställa samman ackumulerat antal inträffade transienter i reaktorn samt förväntat antal transienter fram till analysperiodens slut som sedan jämförs mot den transientbudget som ligger till grund för reaktorns konstruktion. I detta sammanhang bör det särskilt beaktas om de inträffade transienterna bedöms vara värre (t.ex. ske snabbare eller med ett större temperaturomfång) än för den transientbudget som finns i konstruktionsförutsättningarna.

SSM bedömer också att dagens system för registrering och uppföljning av transienter behöver ses över. Det är lämpligt att det finnas någon form av automatisk registrering av inträffade transienter samt definierade mätpunkter och kriterier som anger start- och stoppvillkor för transienterna.

Resultaten av dessa uppföljningar och analyser kommer även att vara nödvändiga underlag för SSM:s ställningstagande till långtidsdrift av ett kärnkraftverk.

SSM avser se över föreskrifterna om mekaniska anordningar<sup>11</sup> med avseende på de krav och förutsättningar som ska gälla för uppföljning av reaktorns utmattningsgrad för långa drifttider samt krav på redovisning av ackumulerat antal transienter i reaktorn.

---

<sup>11</sup> För närvarande SSMFS 2008:13



### 3.4.3. Termisk åldring av gjutet rostfritt stål och svetsgods

#### *Mekanismen och kunskapsläget*

Med termisk åldring menas en tids- och temperaturberoende förändring av mikrostrukturen i ett material som leder till minskad duktilitet och en försämring av brottseghets- och slagseghetsegenskaperna. Materialet blir sprödare med tiden. Vanligtvis medför förändringen av mikrostrukturen att materialet även får en högre hållfasthet, dvs. sträckgräns, brottgräns och hårdhet ökar. För kokreaktorer och tryckvattenreaktorer är det främst austenitiskt gjutet rostfritt stål, rostfritt svetsgods, martensitiska rostfria stål och martensitiska utskiljningshårdade rostfria stål som är känsliga för termisk åldring. Austenitiskt rostfritt stål, tillverkat genom smidning eller valsning, och nickelbas material är inte känsliga för denna åldringsmekanism.

Rostfritt svetsgods och gjutet rostfritt stål används ofta för tryckbärande komponenter, t.ex. till svetsning av rörsystem samt för ventil- och pumphus. Martensitiska rostfria stål och martensitiska utskiljningshårdade rostfria stål används till kraftbärande detaljer, t.ex. till interna delar i ventiler och pumpar. Med hänsyn till säkerheten är därför skademekanismen termisk åldring primärt intressant för rostfritt svetsgods och gjutet rostfritt stål. De martensitiska materialen får inte glömmas bort men effekten av termisk åldring är mindre för dessa och komponenterna kan i regel relativt enkelt bytas ut.

Försprödning på grund av termisk åldring är ett resultat av tre mekanismer, bildande av en kromrik  $\alpha'$  fas genom spinodalt söderfall av ferriten, utskiljningar av G-fas i ferriten och bildandet av karbider i fasgränsen mellan austenit och ferrit. Av dessa tre är bildandet av  $\alpha'$  fas den huvudsakliga mekanismen för termisk åldring av gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods vid drifttemperaturer för kok- och tryckvattenreaktorer. Den tredje mekanismen, bildandet av karbider, är inte verksam vid temperaturer under ca 425°C och är därför inte en aktiv degraderingsmekanism vid normal drift. Beträffande den andra mekanismen, utskiljningar av G-fas i ferriten, är det oklart i vilken omfattning den bidrar till försprödningen. Försök har visat att om åldrat försprödat material värmebehandlas så att  $\alpha'$  fasen upplöses men G-fasen lämnas opåverkad så återställs slagseghetsegenskaperna till den ursprungliga nivån. Här fordras ytterligare forskning för att förstå kinetiken och samspelet mellan de olika mekanismerna.

Vid drifttemperatur i kokvattenreaktorer, ca 286 °C, är processen mycket långsammare jämfört med drifttemperatur tryckvattenreaktorer, ca 325 °C. De undersökningar som gjorts beträffande austenitiskt gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods visar att skadlig försprödning för de svenska kärnkraftanläggningarna inte är sannolik vid drifttider på drygt 40 år. I många fall visar undersökningar att längre drifttider är fullt acceptabla. Skademekanismen termisk åldring blir således inte dimensionerande för att en anläggning närmar sig eller passerar 40 års drifttid.



Idag diskuteras emellertid internationellt 60 års drifttid eller längre. I det perspektivet behöver således kompletterande undersökningar och forskning göras inom området termisk åldring.

#### *Åtgärder inför långtidsdrift*

Mot denna bakgrund bedömer SSM att skadlig försprödning på grund av termisk åldring för de svenska kärnkraftanläggningarna inte är sannolik vid drifttider på ca 40 år. För ännu längre drifttider (uppåt 60 år) behöver kompletterande undersökningar och forskning göras inom området termisk åldring.

#### 3.4.4. Betongkonstruktioner och reaktorinneslutningar

##### *Allmänt om betongkonstruktioner i kärnkraftverk*

Betong liksom andra material bryts ner i ett längre tidsperspektiv. Hur snabbt det bryts ner beror på i vilken miljö den befinner sig och vilka belastningar den utsätts för. Laster ger upphov till tidsberoende deformationer och miljöpåverkan medför förändringar i betongens egenskaper över tiden. Betong består av ballast som är sammanbundet av cementpasta (cement och vatten). Andelen vatten i förhållande till cement, s.k. vattencementtalet, har stor inverkan på betongens hållfasthet och beständighet. Generellt sett ökar hållfastheten och beständigheten med minskat vattencementtal. Även cementtypen och ballastens mekaniska egenskaper påverkar betongens hållfasthet och beständighet.

Förutsättningen för att en betongkonstruktion ska vara beständig är att den är korrekt sammansatt och anpassad till sin miljö. För detta krävs bland annat att ballasten anpassas till typen av cement och att cementet är anpassad till de i miljön förekommande kemikalierna. Dessutom behöver betongen vara sprickfri eller att förekommande sprickor inte utgör transportkanaler för nedbrytande substanser.

Reaktorinneslutningen är ur strålsäkerhetssynpunkt den viktigaste betongkonstruktionen i en kärnkraftanläggning. Samtliga inneslutningskonstruktionerna i Sverige är i princip uppbyggda på samma sätt med på insidan skyddad av en cylinderformad betongvägg, en tätplåt av stål och på utsidan omgiven av en lastbärande cylinderformad betongkonstruktion. Dessa tre konstruktionsdelar är till sin fysiska form sammanbyggda till en enhet och hjälps åt att möta de funktionskrav som ställs. Spännarmeringen utgör det viktigaste konstruktionselementet för inneslutningarnas förmåga att klara sin funktion. Samtliga inneslutningar innehåller även vanlig ospänd armering.

Reaktorinneslutningarnas invändiga diameter är mellan 19 och 25 meter. Den förspända armeringen är i både horisontellt och vertikalt led i den cylindriska delen av inneslutningen. Tryckvattenreaktorerna är även förspända



i kupolen av inneslutningen. De förspända kablarna är i många fall frigående och ligger i foderrör. För Ringhals 2-4 och Forsmark 1-3 är foderrören injekterade med korrosionsskyddande medel såsom fett eller så är de torrluftventilerade. Stålkablarna i dessa är åtkomliga för inspektioner och byten. När det gäller Oskarshamn 1-3 och Ringhals 1 (tidigare även Barsebäck 1-2) så är foderrören med stålkablar injekterade med cement. Dessa förspänningskablar är därför inte åtkomliga för inspektion eller utbyte på samma sätt som de frigående. Utöver den förspända armeringen ingår vanlig slakarmering. Reaktorinneslutningens cylindriska vägg är gjuten i två koncentriska delar med en totaltjocklek om 1,0-1,5 m, den inre betongdelens tjocklek är ca 0,2-0,3 m. Mellan de två koncentriska delarna sitter det en ingjuten tätplåt som är 4-8 mm tjock. Tätplåten är i vissa fall tillverkad i rostfritt material. Tätplåten i kokvattenreaktorernas bottenplatta ligger fritt exponerad i kondensationsbassängens botten. På Ringhals 1 och Oskarshamn 2 är tätplåten i de övre delarna av inneslutningen fritt exponerad. I det sfäriska taket på tryckvattenreaktorerna är tätplåten fritt exponerad.

#### *Nedbrytnings- och degraderingsmekanismer*

Betongkonstruktioner bryts ner med tiden under inverkan av dels användning, funktionsbetingad nedbrytning, dels av olika miljöfaktorer, miljöbetingad nedbrytning. Funktionsbetingad nedbrytning kan orsakas av olika typer av statiska och dynamiska laster, temperaturförändringar, krympning och krypning. Miljöbetingad nedbrytning kan vara utifrån kommande nedbrytande substanser eller av materialet självt. Vid nedbrytning av en armerad betongkonstruktion samverkar vanligtvis flera mekanismer. En nedbrytningsmekanism ger möjligheter för en andra nedbrytningsmekanism att verka.

De laster som betongkonstruktionen är konstruerad för att bära påverkar också själva konstruktionens egenskaper. När det gäller reaktorinneslutningar påverkas dessa mindre av vardagslaster, då dessa är dimensionerade för att klara betydligt större laster. Nedbrytning av armerade betongkonstruktioner beroende av miljöfaktorer kan delas in i fyra huvudkategorier:

- Fysikalisk nedbrytning
- Kemisk nedbrytning
- Korrosion (tätplåt, armeringsjärn och spännarmering)
- Strålningsnedbrytning

Betong helt utan armering och ingjutna korrosionskänsliga ståldetaljer är mycket resistent mot miljöbetingad nedbrytning. De vanliga problemställningarna vid miljöbetingad nedbrytning är brist på samverkan mellan betong, armering och annat ingjutningsgods.

De skador och försämringar som inträffat över åren visar att dessa huvudsakligen har orsakats av brister i samband med uppförandet eller vid senare anläggningsändringar. Dessa brister är av typ icke ritningsenligt utförande eller avsteg från konstruktionsunderlaget. Denna typ av skador har observe-



rats i bl.a. Barsebäck 2, Forsmark 1, Oskarshamn 1, Ringhals 1 och Ringhals 2. Det är i första hand korrosionsskador i inneslutningarnas metalliska delar som har inträffat. Liknande erfarenheter finns internationellt.

#### *Kontroll och provning av inneslutningar*

De huvudsakliga sätten att kontrollera reaktorinneslutningarna är s.k. täthetsprovning. De avser tätplåtens integritet och täthet samt tätheten hos slussar, genomföringar och skalventiler. Dessa prover genomförs inledningsvis vid ett statistiskt gastryck som motsvarar ett beräknat maximalt tryck vid ett dimensionerande haveri. Påföljande provningar sker normalt vid 50 % av detta tryck. I vissa av anläggningarna används ett högre tryck. Både gas- och vattenläckage genom skalventiler och genomföringar mäts. Inneslutningarna täthetsprovas tre gånger någorlunda jämt fördelade på en tioårsperiod.

Täthetsprovning av reaktorinneslutningar ger emellertid, liksom annan tryck- och täthetsprovning, endast en ögonblicksbild av tillståndet. Begynnande degradering upptäcks normalt inte med denna typ av provningen. För att kunna få tidiga indikationer på begynnande degradering behöver andra typer av oförstörande provning (OFP) tillämpas. Detta är något som endast används i mycket begränsad utsträckning idag men som blir mer aktuellt ju äldre anläggningarna blir. Samtidigt kan inte sådana metoder användas för provning av de stora områden och volymer som en reaktorinneslutning utgör. Utredning och forskning har därför utförts nationellt och internationellt, dels för att ta fram metodik med vilken nedbrytningskänsliga och påkända delar av en reaktorinneslutning kan identifieras, dels oförstörande provningsmetodik för att kontrollera sådana delar. Dessa utrednings- och forskningsarbeten har värderats och ställts samman i rapporten [3]. Denna sammanställning visar bl.a. att det idag finns OFP-metoder

- för att verifiera betongkonstruktionens överensstämmelse med ritningar
- för att detektera och i viss mån storleksbestämma sprickor i betongens yta
- för att detektera större korrosionsangrepp på tätplåtar förutsatt rimlig åtkomlighet för provning
- för att undersöka korrosion av slakarmering

Då det gäller ingjutna spännkablar finns det begränsade möjligheter att använda OFP. Det går under gynnsamma förhållanden att konstatera ett brott på spännkabeln med OFP. Det finns ringa eller mycket små möjligheter att konstatera korrosion eller andra skador på ingjutna spännkablar. Det är viktigt att intensifiera arbetet med att ta fram verifierade och validerade beräkningsmetoder för tillförlitliga prediktioner av spännkraftsförluster. Det samma gäller framtagning av metoder för kontroll av spännkraftsförluster och förekomst av korrosionsskador.

### *Åtgärder inför långtidsdrift*

Mot ovan redovisade bakgrund gör SSM bedömningen att för drifttider längre än ca. 40 år behöver tillståndshavaren

- verifiera utseendet av betongkonstruktioner mot det ursprungliga ritningsunderlaget för att identifiera eventuella avvikelser som kan leda till degradering som t.ex. korrosion. Ett handlingsprogram behöver tas fram då sådana avvikelser upptäcks.
- genomföra analyser för icke-ingjutna spännkablar i reaktorinneslutningen som visar på spännkraftens variation som funktion av tiden.
- utveckla beräkningsmetoder och OFP-metoder för att kontrollera statusen mer generellt på ingjutna spännkablar i reaktorinneslutningen.
- identifiera kritiska områden med avseende på reaktorinneslutningens täthet och bärförmåga under olika belastningsfall, och utveckla lämpliga OFP-metoder för mer ingående tillståndskontroll.

Resultaten från dessa verifieringar, analyser, undersökningar och provningar kommer även att vara nödvändiga underlag för SSM:s ställningstagande till långtidsdrift av ett kärnkraftverk. Ytterligare information om SSM:s syn på frågor som behöver belysas inför långtidsdrift finns i rapporten [3] och ytterligare information om de tidsberoende analyser som behöver utföras finns i rapporten [13].

SSM avser ta fram föreskrifter om betongkonstruktioner med särskild fokus på reaktorinneslutningar. Föreskrifterna behöver omfatta krav på material, hållfasthetsanalyser samt kontrollmetoder som i tid kan upptäcka eventuella åldringsfenomen. Det gäller även åldring av spännkablar och ingjutna tätplåtar i reaktorinneslutningen.

Vidare utveckling och forskning behöver bedrivas inom området, bl.a. avseende

- bestrålningseffekter på betong i vissa utsatta delar.
- påverkan från strömmar i jordlinjenät och elektromagnetiskt inducerade strömmar på korrosionsförlopp för ingjutna stålkonstruktioner i betong.
- metoder för kontroll av spännkraftförluster i ingjutna spännkablar.
- modeller för att prediktera uttorkning och krympning av reaktorinneslutningens betong och dess påverkan på ingjutna spännkablares kraftförluster.
- metoder för kontroll av tjocka betongkomponenter med OFP.

### 3.4.5. El- och kontrollutrustning

#### *Kunskapsläget avseende fysisk åldring*

De svenska kärnkraftanläggningarnas säkerhetssystem och dess kontrollutrustning (instrumenterings- och kontrollutrustning, eng. I&C) är nästan helt





beroende av elförsörjning. Dessutom är säkerhetssystemen starkt beroende av kontrollutrustningens funktion i sig. Elutrustning, främst kablar är avgörande komponenter för anläggningens elförsörjning till säkerhetssystemen. Kablar är även avgörande komponenter vid signalöverföring inom säkerhetssystemen.

Felände el- och I&C-utrustning kan ge omedelbara effekter på säkerheten men det är lättare att åtgärda de flesta problemen, om de är kända, jämfört med många mekaniska komponenter eller byggnadsdelar.

Allmänt sett finns det en god kunskap om åldringsfenomen och åldringshantering för el- och I&C-utrustning inom kärnkraftbranschen. Dessutom pågår nationella och internationella forskningsprogram och erfarenhetsutbyten inom ramen för IAEA och OECD/NEA för att kontinuerligt öka kunskapen inför allt längre drifttider för befintliga kärnkraftverk.

Fysisk åldring och miljökvalificering (typprovning) av elektriska komponenter för att tåla stränga omgivningsmiljöer har behandlats under lång tid, främst för kablar. Det finns potentiella risker att fysisk åldring kan resultera i samtidig utslagning av komponenter av samma slag i redundanta system (Common Cause Failure, CCF). Därför krävs identifiering och ökad vaksamhet för eventuell förekomst av sådana potentiella risker. Miljökvalificering av komponenter med avseende på fysisk åldring går ut på att säkerställa en kvalificerad livslängd för en viss omgivningsmiljö och givna specificerade prestanda. Samtliga svenska tillståndhavare har ett miljökvalificeringsprogram.

SSM (och föregångaren SKI) har varit tidig med att avgränsa de bedömningar som kan göras om kvalificerad livstid med utgångspunkt från initial miljöprovning före installation. De strategier som för närvarande används i Sverige kan vara applicerbara även vid långa drifttider. En förnyad genomgång kan dock behövas för att säkerställa korrekt hantering och uppföljning vid långa drifttider.

När den kvalificerade livstiden är slut behöver komponenter bytas ut mot nya kvalificerade ersättningskomponenter för resterande tid. Komponenter som avses behållas behöver bevisas ha en viss fortsatt livslängd, vilket kräver en uppdaterad kvalificering. Det är ofta fråga om en ekonomisk avvägning om man ska byta till nya kvalificerade komponenter eller göra en uppdaterad kvalificering, då vissa kablar t.ex. är mycket svåråtkomliga för byte eller att det finns stora mängder av komponenter som behöver bytas ut.

Medvetandet om behov av olika uppföljning av komponenters tillstånd efter installation har ökat i de flesta länder. Erfarenhetsbaserad kunskap visar att enskilda metoder för tillståndskontroll har sina begränsningar varför en kombination av tillståndsbaserade kontroller bör användas för att motverka de enskilda metodernas begränsningar. Här behövs troligen mer forskning



för att få en optimal kombinationsmetod. Flera studier och rekommendationer i andra länder förstärker uppfattningen att en utökad övervakning av komponenters omgivningsmiljö under drift bör ske inför långa drifttider. Detta krävs för att försäkra sig om omgivningsmiljön inte är strängare än den som är ansatt i tidigare miljökvalificeringar

#### *Kunskapsläget avseende teknologisk åldring*

Teknologisk åldring (utfasning av utrustning) har blivit mer uppmärksammat. Dessa aspekter behöver därför också beaktas i tillståndshavarnas åldringshanteringsprogram och åldringshanteringsverksamheter. Detta är särskilt viktigt för I&C utrustning.

En ganska allmän uppfattning i Sverige är att brist på rätt reservdelar eller service i första hand påverkar produktionen och inte säkerheten, då de kravställda säkerhetstekniska förutsättningarna (STF) sätter stopp för drift om inte alla driftklarhetskriterier är uppfyllda. Däremot kan reservdelar som legat länge i lager med okänd åldringsstatus utgöra en potentiell säkerhetsrisk. Här spelar även lagringsmiljön in avseende åldring av reservdelar. Ett annat problem som har uppmärksamats nyligen är att ersättningsreservdelar inte har samma robusthet eller samma egenskaper som originalreservdelar. Dessa fall har hittills dock inte gällt el- och I&C-utrustning inom kärnkraftindustrin. Ytterligare ett problem som har dykt upp avseende ersättningsreservdelar är s.k. falska produkter som kan vara svåra att upptäcka då även olika ursprungsintyg är falska men ser riktiga ut.

Inför och vid utbyten av åldrad utrustning uppstår nya problem som kan påverka säkerheten. Ny utrustning bygger ofta på annan teknik, kan uppföra sig på annat sätt i onormala situationer än den ursprungliga utrustningen eller så har kunskap om den nya utrustningen inte fullt ut nått användaren. Forsmarkhändelsen 2006, visade exempel på detta, bl.a. för nya generatorskydd eller ny utrustning för avbrottsfri elkraft till säkerhetssystemen.

Detta kopplar också till konstruktionsprocessernas efterlevnad och genomförande, som är mycket viktig för säkerheten. Genom att el- och I&C-utrustningen förändras och även blir mer komplex samt att personalen som kan de äldre systemen åldras och pensioneras, försvåras konstruktions- och verifieringsarbetet. Här kan det finnas grund för att undersöka om uppdaterade eller förändrade konstruktions- och verifieringsprocesser kan vara ett sätt att säkerställa hög säkerhet för de nya allt mer komplexa och programvarubaserade el- och kontrollsystemen som introduceras i samband med moderniseringar.

#### *Åtgärder inför långtidsdrift*

Mot ovan redovisade bakgrund gör SSM bedömningen att för drifttider längre än ca. 40 år behöver tillståndshavaren

- införa utökade övervakningar av komponenters omgivningsmiljö under den längre drifttiden. Detta behövs för att försäkra sig om att



omgivningsmiljön inte är strängare än den som är ansatt i tidigare miljökvalificeringar. Detta är särskilt viktigt efter effekthöjningar.

- se över miljökvalificeringsprogrammen för att säkerställa korrekt hantering och uppföljning vid långa drifttider. Det gäller t.ex. för accelererad åldring. Tillämpning av tillståndsbaserad kvalificering som komplement bör också övervägas.
- byta ut utrustning vars miljökvalificerade tid gått ut mot nya kvalificerade ersättningsutrustningar för resterande drifttid alternativt demonstrera genom uppdaterade kvalificeringar att befintlig utrustning kan användas under hela eller delar av den utsträckta drifttiden
- se över åldringshanteringsprogrammet så att detta även täcker alla aspekter av teknologisk åldring av el- och I&C -utrustning
- se över sin reservdelshantering och lagringsmiljön så att reservdelar som legat länge i lager inte utgör en potentiell säkerhetsrisk.
- införa rutiner som säkerställer att nya reservdelar till el- och I&C utrustningar har de egenskaper och kvalitet som originaldelarna.

Redovisning av dessa program, översyner och andra åtgärder kommer att vara nödvändiga underlag för SSM:s ställningstagande till långtidsdrift av ett kärnkraftverk. Ytterligare information om SSM:s syn på åtgärder som behövs vidtas inför och under långtidsdrift finns i rapporten [3].

SSM avser även se över föreskrifter och allmänna råd inom området så att dessa blir mer heltäckande, och att de även behandlar analyser och åtgärder som behövs inför långtidsdrift.

### **3.5. Återkommande helhetsbedömningar inför långtidsdrift**

#### **3.5.1. Om återkommande helhetsbedömningar**

Krav på samlad återkommande säkerhetsgranskning av de svenska kärnkraftsreaktorernas säkerhet har funnits sedan början av 1980-talet. Genom regeringens proposition 1980/81:90 om riktlinjer för energipolitiken inhämtade regeringen riksdagens godkännande av vissa riktlinjer för säkerheten vid drift av kärnkraftverken. Riktlinjerna innebar att varje kärnkraftanläggning under sin tekniska skulle livslängd genomgå ”minst tre fullständiga säkerhetsgranskningar liknande den som föregår meddelandet av tillstånd att för första gången ta reaktoranläggningen 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, teknik och metoder. ASAR skulle innebära en avstämning av säkerhetsläget vid ett kärnkraftverk.

Motsvarande krav, som numera är tydligare framåtsyftande, finns även i många andra länder och det internationella atomenergiorganet, IAEA, har



givit ut rekommendationer för sådana återkommande säkerhetsvärderingar. I internationella sammanhang benämns de Periodic Safety Review, PSR.

Kravet på att genomföra återkommande helhetsbedömning av säkerheten och strålskyddet fördes sedan in i först SKI:s och därefter SSM:s föreskrifter. Sedan 2010 återfinns kraven i lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet. Av 10 a § framgår att den som har tillstånd att inneha eller driva en kärnteknisk anläggning ska minst vart tionde år göra en helhetsbedömning av anläggningens säkerhet och strålskydd. Bedömningen ska göras med hänsyn till utvecklingen inom vetenskap och teknik. Den ska innehålla analyser och redogörelser av

- på vilket sätt anläggningens konstruktion, funktion, organisation och verksamhet uppfyller kraven i kärntekniklagen, miljöbalken och strålskyddslagen samt föreskrifter och villkor som har beslutats med stöd av dessa lagar, och
- förutsättningarna för att dessa föreskrifter och villkor ska kunna uppfyllas fram till nästa helhetsbedömning.

Det ställs även krav på att helhetsbedömningen och de åtgärder som denna föranleder ska redovisas till SSM.

I regeringens proposition 2009/10:172 [12] påpekas bl.a. att återkommande helhetsbedömningar är en viktig och grundläggande princip för säkerhets- och strålskyddsarbetet vid de kärntekniska anläggningarna. Helhetsbedömningen är ett effektivt tillsynsinstrument som syftar till att få en övergripande bild av säkerheten vid en anläggning för att kunna bestämma rimliga och praktiskt möjliga åtgärder för att bibehålla en hög säkerhetsnivå. För äldre reaktorer handlar det också om att förbättra säkerheten så att dessa i så hög grad som möjligt är lika säkra som nyare reaktorer. I propositionen påpekas också att helhetsbedömningen av säkerheten vid kärnkraftsreaktorerna ger även säkerhetsmässiga indikatorer som i ett längre perspektiv kan inverka på landets försörjningstrygghet.

Helhetsbedömningen ska omfatta analyser och redogörelser för hur anläggningens konstruktion, funktion, organisation och verksamhet uppfyller villkor och föreskrifter som har beslutats med stöd av kärntekniklagen och strålskyddslagen samt hur anläggningen uppfyller kraven i miljöbalken, främst de allmänna hänsynsreglerna i 2 kap. I propositionen påpekas att helhetsbedömningen således innebär en process som möjliggör för tillsynsmyndigheten att successivt skärpa säkerhetskraven i samband med drift av kärnkraftverk. Helhetsbedömningen ska göras minst vart tionde år. Helhetsbedömningen kan ske med tätare mellanrum om det finns säkerhetsmässiga indikatorer som motiverar det.

Lagstiftarens intentioner ligger således väl i linje med utvecklingen internationellt när det gäller användningen av PSR som ett viktigt tillsynsinstrument för myndigheterna i deras uppgift att se till att tillståndshavare successivt förbättra anläggningarnas säkerhet med beaktande av driftserfarenhet, vunna insikter från säkerhetsanalyser, teknisk utveckling samt resultat från säkerhetsforskning.

I juni 2010 bildade CNRA en Senior Task Group med syfte att ta fram rekommendationer för myndigheternas arbete med ställningstagande till och tillsyn av s.k. långtidsdrift. I slutrapporten påpekar gruppen att tydliga formella processer behöver finnas både för att ta ställning till långtidsdrift och tillsynen under den förlängda drifttiden. Två sätt olika sätt rekommenderas; <sup>1)</sup> formell förnyelse av drifttillståndet (Licence Renewal) och <sup>2)</sup> ställningstagande inom ramen för en återkommande helhetsbedömning (PSR). Detta beroende av skillnader i lagstiftningen mellan olika länder och om tillståndet är tidsbegränsade eller ej. I USA är tillstånden normalt begränsade till 40 års drift för reaktorläggningarna medan i många europeiska länder gäller tillstånden så länge säkerhetskraven uppfylls.

I både de rekommenderade sätten är anläggningarnas åldringshantering och åldringshanteringsprogram centrala för att ställningstagande till långtidsdrift. I länder där PSR tillämpas rekommenderas också att säkerhetsuppdrageringar och jämförelser mot ny säkerhetsstandard bör vara viktiga inslag i myndigheternas granskning och ställningstagande till långtidsdrift. Se vidare i avsnitt 4.

### 3.5.2. Ställningstagande till långtidsdrift

Eftersom drifttillstånden för de svenska kärnkraftanläggningarna inte är begränsade i tiden delar SSM CNRA:s uppfattning att det är lämpligt att ta ställning till långtidsdrift på grundval en återkommande helhetsbedömning.

För närvarande pågår en uppdatering av SSM:s styrdokument för granskning av tillståndshavarnas återkommande helhetsbedömningar. SSM avser även förtydliga och precisera kraven på de återkommande helhetsbedömningarna men kan redan nu konstatera att redovisningen av en tillståndshavares helhetsbedömning som ska ligga till grund för myndighetens ställningstagande till långtidsdrift behöver innehålla bl.a. resultat av tidsberoende analyser och de uppgifter om åtgärder i övrigt inför långtidsdrift som redovisas i avsnitten 3.3-3.4 ovan. För mekaniska anordningar finns ytterligare information om SSM:s syn på nödvändiga tidsberoende åldringsanalyser i rapporten [13].

## 3.6. Slutsatser

Många av de skade- och åldringsmekanismer som förekommer eller kan förekomma i de svenska kärnkraftanläggningarna omhändertas på ett tillfredsställande sätt med idag tillämpade kontrollprogram och åldringshante-



ringsprogram. Dessa bör således ge goda förutsättningar för säker drift även vid långa drifttider. Det finns emellertid ett antal områden där fortsatta kontroller och analyser samt utveckling av metoder och kunskap behövs för att programmen på ett mer effektivt sätt ska kunna fånga upp tidiga indikationer som tyder på säkerhetsbrister till följd av åldring under långa drifttider. Programmen behöver också utformas så att de så långt möjligt och rimligt förmår fånga upp helt okända skademekanismer och kända skademekanismer som uppträder på oväntade ställen.

Vid effekthöjningar, som främst innebär en ökad flödes hastighet i vissa system samt högre neutrondoser, gäller det att vara uppmärksam mot ökad risk för flödesassisterad korrosion (FAC) och vibrationer samt ökad risk för bestrålningsförsprödning av reaktortank och bestrålningsinducerad spänningskorrosion (IASCC) för interna delar. För miljöqualificerad el-, instrumenterings- och kontrollutrustning bör skärpt uppmärksamhet riktas bl.a. på komponenters omgivningsmiljö efter effekthöjningar så att denna inte är strängare än i den ursprungliga miljöqualificeringen.

Inför och under långtidsdrift behöver dessutom särskild uppmärksamhet ägnas åt

- bestrålningsförsprödning av reaktortryckkärl med särskilt beaktande av effekter som påtagligt kan öka försprödningshastigheten
- utmattning med särskilt beaktande av inverkan från reaktorvattenmiljön på utmattning känsliga områden
- tillståndet hos spännkablar och tätplåtar i reaktorinneslutningar
- nedbrytningsmekanismer som kan påverka reaktorinneslutningars betong och metalliska delar
- möjligheterna tillförlitligt att kontrollera och prova reaktorinneslutningar
- giltigheten av miljöqualificeringar av el-, instrumenterings- och kontrollutrustning samt andra anordningar med polymera konstruktionsmaterial

Fortsatt kunskapsuppbyggnad behövs för att i ett långtidsperspektiv kunna tillämpa effektiva kontrollprogram avseende spänningskorrosion i dels anordningar tillverkade av s.k. Nuclear Grade material, dels anordningar i tryckvattenreaktormiljöer.

För ännu längre drifttider, uppåt 60 år, behövs fortsatt utredning och forskning för att i tid fånga upp brottseghets- och slagseghetsförsämringar till följd av termisk åldring av rostfria svetsgoods och gjutet rostfritt stål.

Avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet är således att tillståndshavaren tillämpar ett väl underbyggt



och effektivt åldringshanteringsprogram och där tillståndshavaren i sin åldringshanteringsverksamhet har

- mycket god kunskap om åldringspåverkande faktorer för alla ingående system, strukturer och komponenter, av betydelse för säkerheten i en kärnkraftanläggning
- tillräckligt bra dataunderlag som innehåller alla nödvändiga uppgifter om samtliga system, strukturer och komponenter (bl.a. ingående material och miljöförhållanden) som behövs för att bedöma deras åldringsstatus
- effektiva program för förbyggande och avhjälpande underhållsåtgärder
- effektiva program för regelbunden provning och övervakning av alla vitala delar av anläggningen så att tecken på skadlig åldring upptäcks i tid
- en handlingsplan som i detalj beskriver vilka åtgärder som ska vidtas vid tecken på skadlig åldring så att säkerhetskraven tillgodoses
- uppgifter om hur stora degraderingar som kan accepteras
- god erfarenhetsåterföring och ett förebyggande förhållningssätt som innebär att åtgärder fortlöpande vidtas när kunskap finns om hur skadlig åldring förhindras.

Det är också nödvändigt att tillståndshavaren har

- en effektiv organisation och ett ändamålsenligt ledningssystem som styr och leder åldringshanteringsverksamheterna samt säkerställer att personal med tillräcklig kompetens finns nu och på sikt och som gör att åldringsrelaterade problem identifieras och tas om hand på ett sätt så att säkerhetskraven tillgodoses
- ett forskningsprogram som tar fram ny kunskap om åldringsfenomen som inkluderar påverkande faktorer och modeller, utveckling av analysmetoder, utveckling av effektiva kontrollmetoder och åtgärder för att motverka åldring samt att dessa resultat fortlöpande tillförs programmen för åldringshantering.

SSM avser att ta ställning till långtidsdrift på grundval av en återkommande helhetsbedömning enligt kraven i kärntekniklagen och i myndighetens föreskrifter. Förtydliganden och precisering av SSM:s föreskrifter och allmänna råd om återkommande helhetsbedömningar planeras med avseende på aspekter som är viktiga vid långtidsdrift. SSM kan emellertid redan nu konstatera att redovisningen av en tillståndshavares helhetsbedömning som ska ligga till grund för myndighetens ställningstagande till långtidsdrift behöver omfatta analyser som beskriver anläggningens åldringsstatus över tid för vissa nyckelparametrar som t.ex. bestrålningsförsprödning av reaktortryckkärl, utmattning av reaktorkomponenter och spännkraftsförluster i reaktorinneslutningen. Det gäller även analyser och statuskontroller (tillståndskon-



troll) av säkerhetskritiska elektriska kablar, instrumentering och kontrollutrustning.

Krav på tillståndshavarnas åldringshantering finns idag i SSM:s föreskrifter, men dessa behöver förtydligas och preciseras i olika avseenden. SSM behöver även se över sin tillsyn så att denna anpassas bättre för de frågor och aspekter som blir aktuella vid långtidsdrift. Förslag till förändringar och förbättringar av föreskrifter och tillsynen avseende åldrings- och åldringshanteringsfrågor finns i rapporten [3]. Se även i avsnitt 4.5.4 nedan.

## **4. Analys av den svenska tillsynsmodellen inom reaktorsäkerhetsområdet**

### **4.1. Utgångspunkter**

Den uppställda målsättningen i kärntekniklagstiftningen för säkerhetsarbetet är, att så långt det över huvud taget är möjligt undanröja riskerna för en radiologisk olycka och därmed ytterst för förluster av liv eller egendom. Kärntekniklagen har därför utformats så att tillståndshavaren har givits ett ansvar för driften av den kärntekniska verksamheten som närmar sig det strikta. Detta grundläggande ansvar kan inte överlåtas på någon annan. Med hänsyn till de allvarliga konsekvenser för liv, hälsa och miljö som ett reaktorhaveri kan få måste emellertid samhället reglera och tillse verksamheten så att säkerheten upprätthålls och att tillståndshavaren bedriver säkerhetsarbetet på det sätt som följer av kärntekniklagstiftningen. Såväl regleringen som tillsynen behöver omfatta både tekniska aspekter på anläggningarna och personala, organisatoriska och administrativa aspekter på säkerhetsarbetet.

SSM har idag en fungerande modell för reglering och tillsyn inom reaktorsäkerhetsområdet, men som behöver utvecklas i olika avseenden. Det är en i huvudsak verksamhetsinriktad reglering och tillsyn som har vuxit fram under de senaste 20 åren, främst inom dåvarande myndigheten SKI. Grunderna för modellen etablerades i en situation då den svenska kärnkraften skulle vara avvecklad till år 2010. Detta innebar bl.a. att fokus i tillsynsmodellen kom att läggas på drift- och underhållsrelaterade säkerhetsfrågor. I modellen ingår en generell reglering med allmänt hållna krav på verksamheterna vid kärnkraftverken och med en tillsyn inriktad på tillståndshavarnas ledning, styrning och uppföljning av sin verksamhet.

Situationen och förutsättningarna för detta fokus kom sedan att förändras genom riksdagens ställningstagande år 1997 i anledning av propositionen ”En uthållig energiförsörjning” som bl.a. innebar att riksdagen ställde sig bakom regeringens förslag att de två kärnkraftsreaktorerna i Barsebäck skulle stängas och att något årtal då den sista kärnkraftsreaktorn i Sverige





ska tas ur drift inte borde fastställas. Ett omfattande arbetet inleddes med säkerhetsmoderniseringar av de tio återstående kärnkraftverken och ytterligare höjning av reaktorens termiska effekt. Moderniseringsarbetena kom igång på allvar 2005 då nya föreskrifter trädde i kraft. Dessutom började tillståndshavarna planera för s.k. långtidsdrift, dvs. drift utöver de ca. 40 år som anläggningarna ursprungligen analyserats och konstruerats för. Därmed uppkom behov av en förändrad reglering och tillsyn med större inslag av tekniska krav och granskningar.

Den ökade regionala och internationella kärnsäkerhetssamverkan har också visat på behov att förändra och utveckla den svenska tillsynsmodellen inom området. Kravharmonisering på övergripande nivå sker genom de europeiska strålsäkerhetsmyndigheternas gemensamma arbeten inom Western European Nuclear Regulators Association, WENRA, där även frågor om god tillsynspraxis behandlas. Internationellt sker motsvarande samverkan om god tillsynspraxis inom ramen för Committee on Nuclear Regulatory Activities, CNRA. Det internationella atomenergiorganet IAEA:s utveckling av krav och standarder för strålsäkerhetsmyndigheternas arbete bidrar i ökande grad till en mer gemensam syn på reglering och tillsyn av bl.a. reaktorsäkerhetsfrågor. EU:s kärnsäkerhetsdirektiv ställer krav på medlemsländerna att minst vart tionde år genomgå en granskning mot IAEA:s dokument för reglering och tillsyn av strålsäkerheten i landet. Resultaten ska rapporteras både till EU-kommissionen och till medlemsländerna. Erfarenhetsutbyte om resultaten mellan myndigheterna är tänkt att ske inom European Nuclear Safety Regulators Group, ENSREG.

Genom bildandet av SSM inleddes en översyn av tillsynsmodellen i stort. De delvis förändrade förutsättningarna för den hittills tillämpade verksamhetsinriktade tillsynsmodellen inom reaktorsäkerhetsområdet, ökande harmoniseringssträvanden regionalt och internationellt samt resultaten från den IRRS (Integrated Regulatory Review Service) granskning som genomfördes av Sverige och SSM:s verksamhet i februari 2012 har nu accentuerat behoven av en vidareutveckling och förändring.

I utredningsrapporten [4] har SSM analyserat den svenska tillsynsmodellen utifrån IRRS resultaten, internationella standarder, rekommendationer och praxis. Dessutom har dokument som tagits fram inom ramen för CNRA och WENRA beaktats. Till grund för analysen ligger även en kartläggning av den tillsynsutveckling som skett vid ett antal systemmyndigheter i andra länder. Detta sammanfattas i de följande avsnitten 4.2-4.6.

## **4.2. Tillsynen inom reaktorsäkerhetsområdet**

### **4.2.1. Grundläggande principer för tillsynen**

SSM har inom reaktorsäkerhetsområdet till stora delar fortsatt med den verk-

samhetsinriktade tillsyn som utvecklades vid SKI. SSM:s tillsyn syftar till att bedöma verksamhetsutövarens förmåga att leda och styra verksamheten utifrån ett strålsäkerhetsperspektiv. Det innebär att verksamhetsutövarens ledning och styrning är ändamålsenlig och omfattar en väl utvecklad egenkontroll, samt ger önskad effekt. SSM:s tillsyn kan vara såväl övergripande genom att t.ex. kontrollera ledningssystem, som detaljerad genom att t.ex. kontrollera specifika tillämpningar.

Tillsynen syftar till att verifiera att strålsäkerheten upprätthålls och utvecklas. Detta görs genom att

- kontrollera att lagar, förordningar, föreskrifter, villkor och andra krav efterlevs,
- följa verksamheten hos utövarna som en grund för det pådrivande och förebyggande arbetet.

#### 4.2.2. Tillsyn av kärnkraftverken

Tillsynen av säkerheten vid kärnkraftverken omfattar idag verksamhetsbevakningar, inspektioner, granskningar och händelseuppföljningar. Resultaten från dessa aktiviteter ger underlag för både beslut om åtgärder av olika slag och för de samlade strålsäkerhetsvärderingar som så långt som möjligt ska ge en helhetsbild av strålsäkerhetsläget vid anläggningarna. Vid inspektioner och granskningar kan frågor väckas som behöver redas ut mer ingående innan myndigheten kan ta ställning till gjorda observationer eller väckta farhågor. Tillsynen och tillståndsprövningen stöds därför av utrednings- och forskningsarbete samt internationell samverkan inom strålsäkerhetsområdet. Resultat från det arbetet återförs också till de samlade strålsäkerhetsvärderingarna. Forsknings- och utredningsarbetet, liksom vad som i övrigt framkommer från tillsynen och de samlade strålsäkerhetsvärderingarna, utgör dessutom underlag för att fortlöpande kunna bevaka de tillämpade strålsäkerhetskravens ändamålsenlighet och upprätthålla deras aktualitet.

Verksamhetsbevakningar är centrala inslag i den löpande tillsynen. Syftet med verksamhetsbevakningsaktiviteterna är att

- upprätthålla en översiktlig bild av de delar av verksamheterna som har betydelse för säkerheten och hur dessa verksamheter utvecklas och förändras över tid
- på ett tidigt stadium fånga upp planer på förändringar samt signaler och brister som kan behöva kontrolleras mer ingående genom inspektioner eller granskningar
- följa upp beslut där SSM ställt krav på t.ex. åtgärdsprogram och där det finns behov av att göra mindre stickprov, som ej behöver utföras i form av inspektioner eller granskningar
- informera och kommunicera SSM:s syn i olika frågor och i ett tidigt skede förtydliga SSM:s krav och klarställa förväntningar på tillståndshavaren



Verksamhetsbevakningar kan ske både anmält och oanmält.

Inspektioner är ett av tillsynsverktygen som tillämpas för att bedöma hur en tillståndshavare efterlever uppställda krav och villkor för en viss verksamhet. Däri ingår också att bedöma kvaliteten i säkerhetsarbetet och förmågan att vara förebyggande, att hantera avvikelser och lära av erfarenheter, med syfte att upprätthålla och fortlöpande utveckla säkerheten.

Vid en inspektion samlar SSM systematiskt in information om den inspekterade verksamheten. Detta sker oftast genom en inledande granskning av de delar av anläggningens lednings- och kvalitetssystem som styr hur den berörda verksamheten är organiserad och drivs. Denna granskning följs sedan av strukturerade intervjuer med anläggningens personal för att kartlägga den praxis som faktiskt finns och tillämpas.

Rask-informationsinsamling är det tillsynsverktyg som används när en händelse inträffat eller ett förhållande uppdagats och det krävs ytterligare information innan myndigheten fattar beslut om tillsynsåtgärder. Syftet med en Rask är att myndigheten snabbt ska få en egen oberoende bild av det inträffade.

Granskningar är ett annat av SSM:s tillsynsverktyg som tillämpas för att bedöma hur en tillståndshavare efterlever uppställda krav och villkor. Granskningar görs av anmälda tekniska och organisatoriska ändringar av en anläggning eller dess verksamhet samt ändringar av den centrala säkerhetsdokumentationen. Granskningar görs även av underlag som ligger till grund för ansökningar om tillstånd eller godkännande av olika slag samt ansökningar om undantag föreskriftskrav.

SSM:s granskningar innebär en analys och bedömning av de sakfrågor som berörs i ärendet. Dessutom ingår att bedöma hur anläggningens egenkontroll genomförts i det aktuella fallet.

Erfarenhetsåterföring med uppföljning och bedömning av säkerhetsrelaterade händelser som inträffar i anläggningarna är en viktig del i den löpande tillsynen. Bestämmelser om utredning, rapportering och kategorisering av sådana händelser som inträffar i svenska anläggningar finns i SSM:s föreskrifter. Dessutom finns internationella rapporteringssystem (benämnda IRS och INES) som SSM rapporterar svenska händelser till och i sin tur får information om inträffade händelser i andra länder som kan ha betydelse för bedömning av förhållanden i svenska anläggningar.

Inom SSM görs en bedömning av tillståndsinnehavarnas egna analyser av de inträffade händelserna i svenska anläggningar, vilka slutsatser som dragits och vilka åtgärder som vidtagits för att förhindra ett upprepande.



SSM:s samlade strålsäkerhetsvärderingar görs för att få ett helhetsperspektiv som enskilda tillsynsinsatser inte kan ge. Detta perspektiv är nödvändigt för att SSM skall kunna uttala sig om att den samlade effekten av ett antal åtgärder, som tillståndshavarna vidtar över tid, och att de utvecklar säkerheten på det sätt som avses i lagar, föreskrifter och tillståndsvillkor. Helhetsperspektivet är också en förutsättning för att i tid fånga upp tecken på brister utifrån mindre händelser och avvikelser som var för sig inte är allvarliga men som sammantagna bildar mönster. Därutöver ger de samlade strålsäkerhetsvärderingarna viktigt underlag för SSM:s prioritering av sina tillsynsinsatser.

De samlade strålsäkerhetsvärderingarna innebär att resultaten från alla tillsynsaktiviteter rörande en viss tillståndshavare och dennes kärnkraftanläggningar årligen ställs samman och systematiskt utvärderas mot de krav som ställs på förutsättningarna för och de olika leden i djupförsvaret. Även sådana resultat från SSM:s utrednings- och forskningsarbeten som kan ha betydelse för värdering av anläggningarna och tillståndshavarens verksamheter tillförs de samlade säkerhetsvärderingarna.

Som framgått i avsnitt 3.6 ovan genomförs även återkommande helhetsbedömningar av anläggningarnas säkerhet vart 10 år. Dessa bedömningar görs med hänsyn till utvecklingen inom vetenskap och teknik. De utgår från analyser och redogörelser som tillståndshavaren ska redovisa av

- på vilket sätt anläggningens konstruktion, funktion, organisation och verksamhet uppfyller kraven i kärntekniklagen, miljöbalken och strålskyddslagen samt föreskrifter och villkor som har beslutats med stöd av dessa lagar, och
- förutsättningarna för att dessa föreskrifter och villkor ska kunna uppfyllas fram till nästa helhetsbedömning.

Dessa återkommande helhetsbedömningar motsvarar vad som internationellt benämns Periodic Safety Review (PSR).

### **4.3. Myndighetssamverkan om reglering och tillsyn**

#### **4.3.1. Allmänt om myndighetssamverkan inom området**

Det finns en omfattande samverkan mellan strålsäkerhetsmyndigheterna i frågor om reglering och tillsyn inom reaktorsäkerhetsområdet. Myndigheterna medverkar i det internationella atomenergiorganet IAEA:s arbeten med säkerhetsstandarder samt standarder för reglering och tillsyn. Internationellt samverkar strålsäkerhetsmyndigheter bl.a. inom ramen för OECD:s kärnenergiorgan, Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA). Inom EU samverkar myndigheterna inom Western European Nuclear Regulators Association, WENRA, och European Nuclear Safety Regulators Group, ENSREG.



#### 4.3.2. IAEA:s krav och rekommendationer

IAEA har tagit fram ett antal dokument med "krav" och rekommendationer för organisation, styrning och tillsyn av strålsäkerheten i ett land. Det finns fem huvudsakliga IAEA dokument som rör legala frågor och myndighetsfrågor inom det kärntekniska området.

Det s.k. kravdokumentet - *Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety. General Safety Requirements Part 1* används bl.a. vid IRRS-granskningar av länder och myndigheter som IAEA utför, och som enligt kärnsäkerhetsdirektivet (2009/71/EURATOM) varje medlemsland ska genomgå minst vart 10 år från och med 2014. Se vidare nedan i avsnittet om IRRS-granskning.

Detta dokument avser som framgår av rubriken de grundläggande kraven på legal styrning och myndighetsfunktioner för strålsäkerhet. De är en förutsättning för att kunna uppfylla IAEA:s Safety Fundamentals

Dokumentet innehåller således grundläggande krav på lagstiftning inom området och att det ska finnas en eller flera tillsynsmyndigheter inom området. Vidare ingår grundläggande krav beträffande deras roll, uppgift, ansvar och mandat samt oberoende från andra organisationer som har ansvar för kärnteknisk verksamhet eller strålningsrelaterad verksamhet. I de fall det finns flera myndigheter inom området ställs det även krav på att det ska finnas tydligt definierade ansvars- och samarbetsförhållanden, bl.a. för att undvika överlappande verksamheter gentemot eller motstridiga krav på berörda tillstånds- och verksamhetsutövare.

Myndighetens (myndigheternas) grundläggande uppgifter ska framgå av den nationella lagstiftningen, och ska, beroende av den kärntekniska verksamheten och verksamheten med strålning i landet, omfatta tillståndsprovning/tillståndsgivning, säkerhetsgranskning, säkerhetsvärdering och inspektion samt regelgivning och sanktionsåtgärder. Detta ska gälla under alla skeden från ansökan om tillstånd över uppförande och drift till avveckling och omhändertagande av radioaktivt avfall. Dessutom specificeras vilka mandat som myndigheten ska ha vad gäller sanktionsåtgärder och tillgång till information.

Det ställs även grundläggande krav på myndighetens organisation och bemanning samt andra resurser. Denna ska svara mot omfattningen av verksamheten i sin helhet, dvs. typ och antal av kärntekniska verksamheter och andra verksamheter med strålning som regleras och som ingår i tillsynsansvaret. Det ska finnas ett tillräckligt antal anställda vid myndigheten med nödvändiga kvalifikationer, erfarenhet och expertkompetens inom berörda fackområden för att kunna göra såväl samlade regulativa helhetsbedömningar som specialistbedömningar. Om myndigheten inte har egen kompetens



inom alla berörda fackområden kan myndighetens söka stöd från konsulter. Dessa ska då vara oberoende från berörda tillstånds- och verksamhetsutövare. Om det inte nationellt finns konsulter som är tillräckligt oberoende bör istället stöd sökas från utländska systemmyndigheter eller oberoende internationellt erkända expertorganisationer. Myndigheten får dock inte förlita sig på konsulternas bedömningar och naturligtvis inte heller på tillståndshavarnas eller verksamhetsutövarnas bedömningar. Sådana bedömningar måste alltid kunna värderas av egen personal vid myndigheten. Under alla omständigheter ska myndighetens ansvar bestå, och beslut eller ställningstagande i säkerhetsfrågor får inte delegeras.

Det ställs krav på att en myndighetens arbete med tillståndsprövning/tillståndsgivning, säkerhetsgranskning, säkerhetsvärdering och inspektion samt regelgivning ska styras av processer i ett ledningssystem. Övergripande krav på vad som ska ingå i de olika delarna av ett ledningssystem anges också. Vidare framgår av IAEA:s kravdokument att det ska finnas väl definierade och klara ansvarsförhållanden inom myndigheten, och att myndigheten ska medverka i det internationella samverkans- och erfarenhetsutbytet inom området.

Myndighetens säkerhetsgranskningar, säkerhetsvärderingar och inspektioner ska genomföras på ett systematiskt sätt samt vara väl styrda och planlagda. I dokumentet påpekas att granskningar ska göras för att verifiera och kontrollera att verksamheter och anläggningar uppfyller ställda krav. Vidare anges på en övergripande nivå omfattning och inriktning på myndighetens granskningar och värderingar. Även viktiga aspekter att beakta vid granskningar anges. Detta utvecklas sedan vidare i standarden *Review and Assessment of Nuclear Facilities by the Regulatory Body*.

På motsvarande sätt påpekas att inspektioner ska göras för att verifiera att verksamheter och anläggningar uppfyller ställda krav. Både i förväg planerade och reaktiva inspektioner ska genomföras samt inspektioner med anledning av inträffade händelser. Dessa kan vara såväl annonserade som oannonserade inspektioner. Vilka huvudtyper av verksamheter som ska inspekteras anges på en övergripande nivå. IAEA:s syn på inspektionsverksamheten utvecklas sedan vidare i standarden *Regulatory Inspection of Nuclear Facilities and Enforcement by the Regulatory Body*.

I det regulativa systemet ska ingå hur myndigheten beslutar om sanktioner för att åstadkomma rättelse. Sanktionsåtgärder ska stå i proportion till säkerhetsbetydelsen av avvikelser från krav (non-compliance), och kunna vara allt från varningar till tillbakadragande av tillstånd.



#### 4.3.3. CNRA:s arbeten med myndighetsutveckling

Tillsynsmyndigheterna inom OECD har under lång tid samverkat genom CNRA i frågor rörande såväl deras föreskrivande verksamheter som tillsynsverksamheter. Även frågor om verksamheternas inriktning och effektivitet har diskuterats och behandlats. Utredningar och jämförande studier har också gjorts. Resultaten av dessa arbeten har ställts samman i rapporten *Improving Nuclear Regulation*.

CNRA har i dessa sammanhang förtydligat hur man kan se på myndigheternas effektivitet och förmåga samt effekterna av verksamheten genom följande distinktioner:

- Regulatory *effectiveness* means ”to do the right work”
- Regulatory *efficiency* means “to do the work right”

CNRA menar att en myndighet som har fått nödvändiga befogenheter och resurser för sina uppgifter är effektiv när myndigheten

- genom sin verksamhet säkerställer att tillståndshavarna upprätthåller säkerheten på den nivå som krävs, och vidtar åtgärder för rättelse när det finns tecken på försämringar av säkerheten
- driver på tillståndshavarnas säkerhetsarbete
- genomför sina uppgifter på ett snabbt och kostnadseffektivt sätt
- genomför sina uppgifter på ett sätt som ger förtroende hos allmänhet och uppdragsgivare (regering/parlament)
- upprätthåller och vidareutvecklar en tillräcklig egen kompetens för sina uppgifter
- strävar efter ständiga förbättringar av sin förmåga att utföra uppgifterna

De tillsynsområden som CNRA studerat omfattar bl.a.

- bedömningar och undersökningar av säkerhetskultur
- uppföljning och analys av inträffade händelser
- tillsyn av tillståndshavares egenkontroll/egenvärdering
- tillsyn av tillståndshavares leverantörer och uppdragstagare
- bedömningar av säkerhetsuppraderingar

Inom dessa områden ger CNRA rekommendationer om tillsynens omfattning och inriktning. Viktiga aspekter av tillsynen diskuteras och i vissa fall ges även rekommendationer om i vilka skeden myndigheter bör ingripa och på vilket sätt. När det gäller uppföljning och analys av inträffade händelser ges rekommendationer om såväl tillsyn av tillståndshavares system för händelsehantering som myndigheternas eget arbete med att analysera händelser och dra slutsatser av betydelse för tillsynen och regelverket.

I dokumentet betonas CNRA betydelsen av tillståndshavares styrning och uppföljning av sina leverantörer och uppdragstagare, och att myndigheternas tillsyn därför bör ha särskild inriktning på tillståndshavares system och för-



måga för denna styrning och uppföljning. Detta gäller inte minst i dagens situation med allt mer internationaliserade leverantörer och komponenttillverkare. CNRA-rapporten lyfter också fram behovet av att det i myndigheternas tillsyn behöver ingå uppföljning av hur tillståndshavares styrning och kvalitetssäkring fungerar på plats hos tillverkare och leverantörer. Detta lyfts även fram i en nyligen publicerad rapport [21] från CNRA Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR) samt i IAEA:s IRRS-granskning av SSM:s verksamheter – se vidare i avsnitt 4.4 nedan.

I juni 2010 bildade CNRA en Senior Task Group med syfte att ta fram rekommendationer för myndigheternas arbete med ställningstagande till och tillsyn av s.k. långtidsdrift. Med långtidsdrift (på engelska Long Term Operation, LTO) avses, som framgått i avsnitt 3, drift utöver den tid för vilken anläggningarna ursprungligen konstruerades och analyserades. Skälet till att CNRA initierade detta arbete är att långtidsdrift av kärnkraftverk planeras eller har inletts i många länder för att klara av sin el-försörjning och för att uppfylla uppställda mål för utsläpp av växthusgaser. I vissa länder ses långtidsdrift som en överbrygningsfas fram till dess att dagens reaktorer har ersatts av nya eller att annan ny produktionskapacitet har tillkommit. Långtidsdrift ställer såväl tillståndshavare som myndigheter inför nya utmaningar med utgångspunkt i kraven på säker drift under den förlängda drifttiden.

I slutrapporten, *Challenges in Long Term Operation of Nuclear Power Plants - Implications for Regulatory Bodies*, påpekar arbetsgruppen att

- myndigheternas organisation, resurser och kompetens måste vara anpassade till nya säkerhetsfrågor som kan uppkomma i samband med långtidsdrift
- myndigheternas regelverk behöver ses över med tydligare fokus på åldringsaspekter och tillståndshavarnas åldringshanteringsverksamheter samt succesiva uppgraderingar för att öka marginalerna mot oförutsedda händelser i åldrande anläggningar

Gruppen påpekar också att tydliga formella processer behöver finnas både för att ta ställning till långtidsdrift och tillsynen under den förlängda drifttiden. För länder, som Sverige utan tidsbegränsade drifttillstånd, rekommenderas att ställningstagande görs inom ramen för en återkommande helhetsbedömning (Periodic Safety Review, PSR).

Detta innebär också att myndigheternas tillsyn när långtidsdrift har beslutats också behöver ha inriktning på åldringsfrågorna i många olika avseenden. Det gäller såväl fysisk åldring av system, anordningar, komponenter och utrustning som teknologisk åldring. Dessutom behöver tillsynen ha fokus på ledning och styrning av verksamheten samt kompetensfrågor inom området.





#### 4.3.4. Rekommendationer från WENRA Inspection Group

En av huvuduppgifterna för WENRA är att ta fram gemensam syn inom olika delar av kärnsäkerhetsområdet. Detta görs i form av s.k. referensnivåer och god praxis.

Under 2010 bildade WENRA en arbetsgrupp, WENRA Inspection Group, för att kartlägga den praxis som myndigheterna tillämpar idag för granskning och inspektion i samband med konstruktion, tillverkning, installation och drifttagning av tryckbärande och andra mekaniska anordningar samt byggnadsstrukturer. Vidare ingick det i gruppens arbete att utifrån denna kartläggning, diskutera och ta fram en god praxis som kan utgöra grund för ett gemensamt arbetssätt, så långt detta är möjligt med hänsyn till legala utgångspunkter och grundläggande tillsynsfilosofier

Detta rekommenderade arbetssätt redovisas i WENRA rapporten *Benchmarking the European inspection practices for components and structures of nuclear facilities*, och utgår från förhållandet

- att regelgivning och tillsyn inom delområdet konstruktion, tillverkning, installation och drifttagning av tryckbärande och andra mekaniska anordningar samt byggnadsstrukturer ofta är föreskrivande/normativ (se vidare nedan i avsnittet 4.5) i många länder
- att många myndigheter inom detta delområde föreskriver att vissa granskningar ska utföras av oberoende kontrollorgan. Dessa ska även övervaka vissa arbetsmoment under tillverkning, installation och drifttagning.

Med oberoende kontrollorgan avses organisationer som är oberoende av såväl tillverkare och leverantörer som av tillståndshavare. Organisationerna ska också ha tillräckliga resurser och demonstrerad kompetens inom området samt vara ackrediterade och godkända för uppgifterna ifråga. Ackreditering görs av ackrediteringsorgan. Därutöver kan det bli aktuellt att även den nationella strålsäkerhetsmyndigheten ska granska och pröva kontrollorganens oberoende, resurser och kompetens inom området.

Med denna typ av ackrediterade/godkända oberoende kontrollorgan kan en kontrollordning tillämpas där organen utför många gransknings- och övervakningsuppgifter i samband med konstruktion, tillverkning, installation och drifttagning av tryckbärande och andra mekaniska anordningar samt byggnadsstrukturer. Strålsäkerhetsmyndigheterna kan därmed begränsa sina insatser till principiella frågor, konstruktionsförutsättningar och konstruktionsgrunder samt uppgifter i samband med att komponenter, system och anläggningar tas provdrift och drift.

Å andra sidan tillkommer för strålsäkerhetsmyndigheterna att medverka i ackrediteringar, och i förekommande fall i egna godkännandeförfaranden



samt i årlig tillsyn av kontrollorganen för att följa upp att de utför sina uppgifter i den omfattning och på det sätt som behövs.

Detta arbetssätt knyter an till den ordning som gäller inom många samhällssektorer som styrs av gemensamhetslagstiftningen inom EU genom produkt-direktiv och harmoniserade standarder. Dock med den skillnaden att inom reaktorsäkerhetsområdet gäller nationella regelverk och harmoniserade standarder finns än så länge i mycket begränsad omfattning.

Det är också ett arbetssätt som i sina huvuddrag tillämpats inom delar av det kärntekniska området i Sverige under lång tid.

#### **4.4. IRRS granskning av Sverige**

Den 6-17 februari 2012 genomfördes en IRRS-granskning av Sverige och SSM:s verksamhet inom strålsäkerhetsområdet. Granskningen var i huvudsak en s.k. full scope granskning, dvs. granskningen omfattade i huvudsak hela strålsäkerhetsområdet. Frågor om fysiskt skydd och icke-joniserande strålning ingick dock inte.

Inför granskningen genomförde SSM en egenvärdering av verksamheten. I egenvärderingen ingick att besvara ett mycket stort antal frågor som IAEA sammanställt utifrån de i avsnitt 4.3.2 nämnda kravdokumenten och standarderna, och slutsatser drogs om hur det svenska systemet och myndigheten uppfyller kraven och standarderna. Egenvärderingen var ett av flera underlag för IRRS-granskningsteamet.

Vid IRRS-granskningen deltog 18 experter från 16 länder samt 6 experter från IAEA. Granskningsteamets övergripande slutsats var att det svenska systemet för strålsäkerhet i Sverige är stabilt och väl utvecklat, med bl.a. en oberoende tillsynsmyndighet som är öppen och transparent, som lär av erfarenheter och är öppen för återkoppling. Teamet lyfte fram både god praxis och förbättringsbehov. Teamet lämnade 15 stycken ”good practice” som kan vara något för andra länder och myndigheter att ta till sig. Inom kärnsäkerhetsområdet handlade det bl.a. om att SSM har bra egen MTO (Människa-Teknik-Organisation) kompetens som används regelmässigt i tillsynen och att SSM genom sin reglering drivit fram ett omfattande säkerhetsmoderniseringsprogram. Teamet lämnade också 22 rekommendationer (”recommendations”) och 17 förslag (”suggestions”) om förbättringar av det svenska systemet.

Åtta av rekommendationerna riktades till regeringen. Dessa är bl.a. uppmaningar till regeringen att

- vidta åtgärder för att upprätthålla nationell kompetens inom kärnsäkerhet och strålskydd
- öka SSM:s resurser för tillsyn och tillståndsprövning



- etablera en process som gör att lagstiftningen hålls aktuell
- säkerställa att SSM får legala möjligheter att inspektera leverantörer
- förtydliga ansvar och befogenheter för att dra tillbaka/avsluta tillstånd

Viktiga rekommendationer och förslag som direkt eller indirekt rör SSM:s verksamhet gentemot kärnkraftverken gäller regelverket, SSM:s ledningssystem med intern styrning och vägledning samt resurser och kompetenssäkring.

När det gäller SSM:s regelverk för reaktorsäkerhet konstaterar teamet i rapporten att det svenska regelverket för kärntekniska anläggningar historiskt har vuxit fram efterhand som behov av reglering uppkommit. Granskningsteamet konstaterar också att IAEA:s säkerhetsstandarder har använts som grund för de svenska kärnsäkerhetsreglerna eller refererats till i dessa, men inte på ett systematiskt sätt. Granskningsteamet lyfte fram exempel på detta genom att peka på områden/delområden som man anser vara bristfälligt reglerade i förhållande till vad som följer av IAEA:s säkerhetsstandarder. Dessa exempel gäller regler för reaktorinneslutningar, el- och kontrolutrustning, beaktande av externa händelser, probabilistisk säkerhetsanalys (PSA), säkerhetsklassning, brandsäkerhet, ledningssystem och utformning av kärnkraftverk. Teamet rekommenderar därför SSM att se över det befintliga regelverket, och se till att det blir tydligare, mer konsistent och heltäckande.

När det gäller SSM:s tillsyn konstaterade granskningsteamet att inspektionsverksamheten till största delen är inriktad på tillståndshavarnas ledningssystem och hur detta tillämpas i praktiken genom att intervjua personal på olika nivåer i anläggningarnas organisationer och i olika funktioner. Teamet konstaterade också att SSM gör få oannonserade inspektioner vid kärnkraftverken. SSM rekommenderas därför att överväga fler oannonserade inspektioner, inspektioner inom fler områden och att även inkludera mer av verksamhetsobservationer och tekniska kontroller vid inspektionerna.

Av IAEA:s ”kravdokument” GSR Part 1 följer att nationella tillsynsmyndigheter ska analysera och utvärdera händelser och andra säkerhetsrelaterade drifterfarenheter, nationellt och internationellt, för att dra slutsatser som kan ha betydelse för tillsynen och för regelverket. Granskningsteamet konstaterade att för kärnkraftverken har SSM ett fungerande system för att följa upp händelser som inträffar i svenska anläggningar. Teamet noterade emellertid att myndigheten inte sprider information till berörda aktörer om inträffade händelser, och att det inte heller finns ett formaliserat system för att informera berörda om de slutsatser SSM dragit av inträffade händelser. Detta gäller i de fall händelser inte föranlett särskild inspektion eller granskning. Då sprider SSM rapporterna till berörda tillståndshavare.

Både i SSM:s egenvärdering och i IRRS-granskningen framkom att myndighetens ledningssystem behöver utvecklas vidare i olika avseende. SSM behöver ta fram mer specifik vägledning för hur arbetet ska bedrivas med olika gransknings- och inspektionsuppgifter. Dessa processer och rutinbeskrivningar bör då även göras kända för sökanden, tillståndshavare och andra intressenter. Granskningsteamet rekommenderar också SSM att överväga att införa formella kompetenskrav och obligatoriska utbildningsprogram för all personal med tillsynsuppgifter och särskilt för tekniska specialister av olika slag.

Baserat på resultaten från egenvärderingen och IRRS-granskningar har SSM tagit fram en handlingsplan som visar hur och när myndigheten ska åtgärda brister och förbättringsbehov.

#### **4.5. En internationell studie av regulativa strategier inom reaktorsäkerhetsområdet**

4.5.1. Identifiering av gemensamma mönster, angreppssätt och strategier  
Trots att tillsyn bedrivs inom många olika samhällssektorer såväl i Sverige som i andra länder världen över har det gjorts lite forskning om olika tillsynsstrategier och tillsynsmetoder. Detta förhållande konstaterades även av tillsynsutredningen i sitt slutbetänkande (*Tillsyn. Förslag om en tydligare och effektivare tillsyn*. SOU 2004:100). Under början av 2000-talet initierade SKI därför forskningsinsatser inom området. Ett av de projekt som initierades var specifikt inriktat på regulativa angreppssätt och strategier inom reaktorsäkerhetsområdet. Med regulativa angreppssätt och strategier avses i detta sammanhang både strategier för föreskrifter med tillhörande råd/guider och för tillsynen.

Resultaten av denna forskning är redovisad i rapporten *Experience with Regulatory Strategies in Nuclear Power Oversight: An International Exploratory Study*. Som framgår av titeln var det en explorativ studie i syfte att identifiera angreppssätt och strategier som tillämpas av tillsynsmyndigheter inom reaktorsäkerhetsområdet. Experter från tillsynsmyndigheterna<sup>12</sup> i Kanada, Finland, Spanien, Sverige, Storbritannien och USA deltog. Studien avsåg inte att jämföra myndigheternas regulativa strategier.

Studien identifierade inledningsvis sex olika huvudsakliga regulativa angreppssätt som tillämpades vid myndigheterna. Gemensamma mönster identifierades också avseende

---

<sup>12</sup> Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), Nuclear Installation Inspectorate (NII) numera Office for Nuclear regulation (ONR), Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Statens kärnkraftinspektion (SKI), US Nuclear Regulatory Commission (NRC)



- experternas syn på de huvudsakliga fördelarna och svårigheterna med att använda respektive strategi
- experternas erfarenheter av att tillämpa strategierna inom reglering och tillsyn av anläggningsändringar, ledningssystem samt utbildning och kompetensprövning av driftpersonal
- experternas uppfattning om effekter och konsekvenserna av de olika strategierna

Resultaten av dessa undersökningar diskuterades sedan vid en workshop med representanter från de deltagande myndigheterna. Vid workshoppen identifierades ytterligare gemensamma mönster och tillvägagångssätt. Detta resulterade i att följande regulativa angreppssätt, som i större eller mindre grad tillämpades vid myndigheterna kunde definieras

- Preskriptiv/föreskrivande (*Precriptive*) inriktning av reglering och tillsyn
- Anläggningsinriktad (*Facility based*) reglering och tillsyn
- Resultatinriktad (*Outcome based*) reglering och tillsyn
- Riskinriktad (*Risk informed*) reglering och tillsyn eller reglering och tillsyn inriktad på potentiell fara/skada (*Hazard informed*)
- Processinriktad (*Process based*) reglering och tillsyn
- Egenvärderingsinriktad (*Self-assessment based*) reglering och tillsyn
- Påverkans- eller utbildningsinriktad (*Influence or education based*) myndighetsverksamhet

Preskriptiv/föreskrivande inriktning av reglering och tillsyn innebär att myndigheten dels ställer relativt detaljerade krav på såväl tekniska lösningar som på hur verksamheten ska bedrivas, dels i sin tillsyn följer upp kravefterlevnaden på en mer detaljerad nivå.

Den huvudsakliga fördelen med detta angreppssätt är att det är tydligt och klart för tillståndshavaren vilka krav som gäller och de förväntningar som finns. De huvudsakliga svårigheterna är att angreppssättet kan tendera att ta ansvaret från tillståndshavaren och att den kräver relativt stora resurser hos myndigheten samt att systemet kan bli stelt och svårt att förändra.

Anläggningsinriktad reglering och tillsyn innebär att myndigheten inte har generellt giltiga krav utan ställer individuella krav på varje anläggning utifrån dess specifika konstruktion, utformning och verksamhet. Tillsynen inriktas sedan på att följa upp hur de individuella kraven efterlevs.

Den huvudsakliga fördelen med detta angreppssätt är att den ger en större flexibilitet genom att kraven anpassas till det individuella fallet. De huvudsakliga svårigheterna är att angreppssättet kan upplevas som godtyckligt och



bli inkonsekvent i kravställandet på liknande anläggningar. Dessutom kräver denna strategi relativt stora resurser hos myndigheten för de individuella kravanpassningarna och sedan uppföljningen i tillsynen.

Resultatinriktad reglering och tillsyn innebär att myndigheten ställer säkerhetsmål och resultatkrav ur säkerhetssynpunkt på anläggningen och verksamheten, utan att ge ytterligare råd eller vägledning för hur dessa mål och resultat ska uppnås. Det blir upp till tillståndshavaren att bestämma hur målen och resultaten ska uppnås.

Den huvudsakliga fördelen med detta angreppssätt är att den låter tillståndshavaren själv avgöra bästa sättet att bedriva verksamheten för att uppnå säkerhetsmålen och säkerhetsresultaten. De huvudsakliga svårigheterna för myndigheter är att identifiera och ställa de mål- och resultatkrav som behövs för att säkerheten ska upprätthållas och sedan i tillsynen hitta sätt att följa upp och mäta mot målen.

Riskinriktad reglering och tillsyn och fara-/skadeinriktad reglering och tillsyn innebär att myndigheten analyserar risker respektive skadepotentialer för olika delar av anläggningen och dess verksamheter, och sedan ställer krav och inriktar sin tillsyn utifrån detta. Risk- respektive skadepotentialdominerande delar prioriteras i kravställandet och i tillsynen.

Den huvudsakliga fördelen med dessa angreppssätt är att kraven kan ställas i relation till risknivå respektive skadepotential och även inrikta tillsynen efter detta. Tillsynen kan därmed optimeras. De huvudsakliga svårigheterna med dessa angreppssätt är att avgöra tillförlitligheten hos riskvärderings-/riskanalysmetoderna respektive metoderna för värdering av skadepotentialer samt bedöma vilka indata som kan eller bör tillämpas. Dessa angreppssätt bör, enligt de deltagande myndighetsexperterna, därför endast användas i kombination med andra angreppssätt.

Processinriktad reglering och tillsyn innebär att myndigheten identifierar vilka typer av processer som tillståndshavare behöver tillämpa för att upprätthålla en säker anläggning och verksamhet, och sedan ställer krav på att dessa processer ska införas och tillämpas. Tillsynen inriktas på uppföljning av tillståndshavarens tillämpning och processernas ändamålsenlighet och effektivitet.

Den huvudsakliga fördelen med detta angreppssätt är att den ger myndigheten en fördjupad förståelse om tillståndshavarens verksamhet och vad som påverkar dennes säkerhetsarbete. De huvudsakliga svårigheterna för myndigheter med detta angreppssätt är att definiera de säkerhetsmål på olika nivåer i ett ledningssystem mot vilka processerna och deras effektivitet ska utvärderas. Detta är en komplex uppgift.



Egenvärderingsinriktad reglering och tillsyn innebär att myndigheten ställer krav på tillståndshavaren att utveckla och tillämpa ett system för fortlöpande egen uppföljning, granskning och utvärdering av sitt säkerhetsarbete. Myndigheten fokuserar sedan i sin tillsyn på tillståndshavarens system och genomför riktade insatser för bedömning av hur systemen tillämpas och vilka resultat det leder till.

Den huvudsakliga fördelen med detta angreppssätt är att den i sig tydliggör att det primära säkerhetsansvaret ligger hos tillståndshavaren. Den huvudsakliga svårigheten med detta angreppssätt är att det kan ge låg trovärdighet hos allmänheten för myndighetens arbete och bör därför användas i kombination med andra angreppssätt. Dessutom behöver myndigheten själv i lämplig omfattning genomföra ingående bedömningar av resultaten från tillståndshavarens egenvärderingsarbete. Detta kan kräva stora resurser.

Påverkans- eller utbildningsinriktad myndighetsverksamhet innebär att myndigheten anordnar utbildningsinsatser, workshops, seminarier och andra informationsinsatser i syfte att påverka tillståndshavarens säkerhetsarbete i olika avseende. Detta är ett angreppssätt som, enligt de deltagande experterna, endast bör användas i kombination med andra reglerings- och tillsynsstrategier.

#### 4.5.2. Viktiga slutsatser från den första studien

I projektet studerades och diskuterades tillämpningen av dessa angreppssätt inom följande tre s.k. funktionella tillsynsområden: reglering och tillsyn av anläggningsändringar, reglering och tillsyn av tillståndshavarnas ledningssystem, reglering och tillsyn av utbildning och kvalificering av reaktoroperatörer/driftpersonal. Några av de viktigaste slutsatserna var

- Inget av angreppssätten används enskilt. Beroende på område och tillsynsfrågor används kombinationer av minst två, ofta tre och ibland fyra olika angreppssätt, för att på så sätt få en ändamålsenlig regulativ strategi som utformas med hänsyn till områdets karaktär.
- Användningen av det preskriptiva/föreskrivande angreppssättet minskar generellt och den processinriktade ökar. När det uppkommer säkerhetsproblem och när myndigheter anser att åtgärder behöver vidtas tillämpas vanligen det preskriptiva/föreskrivande angreppssättet.
- Riskinriktade och fara-/skadeinriktade angreppssätt kan användas inom många tillsynsområden för att prioritera och optimera myndigheternas arbete.
- Det var svårt att få samsyn bland de deltagande experterna om hur långt ett riskinriktat angreppssätt ska få styra myndigheternas regler och tillsyn, särskilt i frågor om anläggningskonstruktion och anläggningsändringar. En väl avvägd kombination mellan ett preskrip-



tivt/föreskrivande angreppssätt och ett riskinriktat angreppssätt är att föredra i dessa sammanhang.

#### 4.5.3. Uppföljande studie

Det har skett stora förändringar inom kärnkraftsindustrin världen över sedan den föregående studien genomfördes. Långtidsdrift (LTO) planeras i många länder, vilket påverkar regleringens och tillsynens inriktning. Med anledning av detta behöver såväl frågor om åldringshantering som frågor om säkerhetsmoderniseringar/säkerhetsuppgraderingar beaktas. I många länder byggs nya reaktorläggningar och tillståndshavarna fortsätter med drift- och underhållsoptimeringar. Generationsskiftet sker både hos tillståndshavare och hos myndigheter. Sätten att leda och styra verksamheter vid kärnkraftverken förändras. Sammantaget leder detta till betydande och delvis nya utmaningar för tillsynsmyndigheterna. Mot denna bakgrund initierade därför SSM en uppföljande studie under 2011 med experter från samma myndigheter och länder, bl.a. för att få ytterligare underlag till analys av den svenska tillsynsmodellen och för att kunna utveckla SSM:s verksamhet. Den uppföljande studien inriktades på följande åtta tillsynsområden:

1. Reglering och tillsyn av ledningssystem för drift av kärnkraftverk
2. Reglering och tillsyn av driftverksamheten
3. Reglering och tillsyn av underhållsverksamheten vid kärnkraftverk
4. Reglering och tillsyn av säkerhetskultur vid drift kärnkraftverk
5. Reglering och tillsyn av stora anläggningsändringar
6. Reglering och tillsyn i samband med effekthöjningar av kärnkraftverk
7. Reglering och tillsyn av långtidsdrift (LTO) av kärnkraftverk
8. Tillsyn vid uppförande och driftsättning av nya kärnkraftverk (exklusive granskningar inför tillståndsgivning)

Denna studie omfattar ett frågeformulär som har besvarats av 54 fackområdesexperter från myndigheterna i fem länder: Kanada, Storbritannien, Sverige, Spanien, och USA. Experterna besvarade frågor som tillhör deras fackområde och gav sina erfarenheter om de angreppssätt och effekterna av angreppssätten som används inom tillsynsområdet. Studien kommer även att omfatta uppföljande intervjuer. Studien utgår från samma angreppssätt för reglering och tillsyn som användes i den tidigare studien. Arbetet beräknas kunna avslutas våren 2013 med en workshop.

Sammantaget över alla åtta studerade områden var egenvärdesinriktade angreppssätt vanligast. Knappt hälften av experterna svarade att även resultat- och risk-/skadeinriktade och processinriktade är vanligt använda angreppssätt. Minst använda angreppssätt är anläggningsinriktade.



Uppdelat på tillsynsområdena blir bilden något annorlunda och resultaten var i stort enligt följande figur, med mest använda och vanligt använda angreppssätt för varje område.

Angreppssätt	Preskriptiv/ föreskrivande	Anläggnings- inriktad	Resultatinrik- tad	Risk-/fara-/ skadainriktad	Process- inriktad	Egenvärde- ringsinriktad	Påverkans- inriktad
Funktionellt område							
Ledningssystem					■	■	■
Driftverksamhet				■	■	■	
Underhållsverksamhet		■	■	■	■	■	■
Säkerhetskultur			■		■	■	■
Stora anläggnings- ändringar	■	■	■	■	■	■	
Effekthöjningar	■		■	■	■	■	■
Långtidsdrift (LTO)	■	■	■	■	■	■	■
Uppförande av nya anläggningar <sup>1)</sup> (”byggfas”)	■	■	■	■	■	■	■

<sup>1)</sup> Endast tre experter har svarat på frågorna inom detta område vilket gör att resultaten är osäkra

- Mest använda angreppssätt
- Vanligt använda angreppssätt

Bilden bekräftar därmed också resultaten från den första studien att angreppssätt och strategier med kombinationer av angreppssätt beror av ett tillsynsområdes karaktär. Det finns också en tendens att kombinera fler angreppssätt ju mer komplext ett funktionellt tillsynsområde är. Vidare framkommer att en strategi med kombinationen av preskriptivt/föreskrivande inriktade, process- och egenvärderingsinriktade angreppssätt används nästan inom alla områden, men med lite olika tyngdpunkt.

#### 4.5.4. En tydligare och mer heltäckande reglering

Under uppbyggnaden av det svenska kärnkraftsprogrammet fanns inga generellt giltiga föreskrifter. Föreskriftsliknade tillståndsvillkor hade beslutats inom vissa områden såsom tillståndshavarnas kvalitetssäkring och för tryckbärande och andra mekaniska komponenter.

Först genom 1992 års ändring av lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet fick dåvarande SKI generell föreskriftsätt och rätt att ge ut en författningssamling. En internationell granskning som genomfördes mellan 1995-96 av SKI:s och SSI:s verksamheter rekommenderade i sin slutrapport, *Svensk kärnteknisk tillsynsverksamhet*, SOU 1996:73, SKI att prioritera arbetet med föreskriftsutvecklingen. Lagändringen och dessa rekommendationer ledde till att SKI tog fram en uppsättning föreskrifter med tillhörande allmänna råd. Dessa, som sedan överfördes till SSM:s författningssamling i samband med sammanslagningen av SKI och SSI, är relativt generella och allmänt hållna till sin karaktär, och i vissa fall målinriktade. Detta var ett medvetet val med hänsyn till den s.k. verksamhetsinriktade tillsynsmodell som myndigheten infört efter rekommendationer från den internationella granskningen 1995-96.

Tillämpningserfarenheterna har emellertid visat på behov att förtydliga reglerna efterhand, och även se över och komplettera inom vissa områden. Som framgått i avsnitt 4.4, konstaterade även IRRS-granskningen att det svenska regelverket för kärntekniska anläggningar har vuxit fram efterhand som behov av reglering uppkommit. Granskningen konstaterade också att IAEA:s säkerhetsstandarder har använts som grund för de svenska kärnsäkerhetsreglerna eller refererats i dessa, men inte på ett systematiskt sätt. IRRS-granskningen rekommenderade därför SSM att se över det befintliga regelverket, och se till att det blir tydligare, mer konsistent och heltäckande.

Den jämförelse mellan föreskrifterna och de allmänna råden i SSMFS 2008:17 om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer med motsvarande regler i Finland, Storbritannien, Kanada, och USA som redovisats i avsnitt 2.6.1. visar också på behov att precisera och förtydliganden det svenska regelverket. Som framgått i avsnitt 2.8 och avsnitt 3 finns det även behov att förtydliga kravbilderna i olika avseenden när det gäller åtgärder för att säkerställa tåligheten mot yttre händelser respektive säkerheten mot åldringsfenomen under långtidsdrift.

Dessa erfarenheter och resultat visar således entydigt på ett behov att se över regelverket i sin helhet inom reaktorsäkerhetsområdet. Detta är ett arbete som finns med i SSM:s handlingsplan med anledning av IRRS-rekommendationerna och som kommer att vara högt prioriterat kommande år. Målet med denna översyn av regelverket är att det ska vara mer heltäckande och skapa bättre överskådlighet, tydlighet och förutsägbarhet om vad som gäller. Föreskrifterna ska dessutom utformas så att de på ett ändamålsenligt sätt stödjer myndighetens tillsyn

Utmaningen för SSM blir att komplettera och förtydliga föreskrifter och allmänna råd om kärnkraftsäkerhet så att dessa mål uppnås utan att gå alltför långt i detaljreglering på ett sätt som leder till oklarheter om tillståndhava-

rens säkerhetsansvar. Detta innebär att ett kommande regelverk bör ha fokus på funktions- och egenskapsinriktade krav samt med tydlig vägledning i form av allmänna råd. Viktiga utgångspunkter i översynen av regelverket är IAEA:s säkerhetsstandarder och s.k. säkerhetsreferensnivåer och andra dokument som de europeiska strålsäkerhetsmyndigheterna har kommit överens om inom ramen för WENRA samarbetet.

#### 4.6. Slutsatser

SSM har idag en fungerande modell för reglering och tillsyn inom reaktorsäkerhetsområdet. Det är en modell som står sig någorlunda väl i jämförelse med internationell standard och praxis inom området, men som behöver utvecklas i olika avseenden. Den nu genomförda analysen visar att vidare utveckling och förändring behöver omfatta såväl regelverket, i form av föreskrifter och allmänna råd, som tillsynen. Regelverket behöver bli mer heläckande utgående från internationell säkerhetsstandard och europeisk praxis, och med en bättre förutsägbarhet om kravens innebörd. Tillsynen ska liksom hittills, och i överensstämmelse med tillsynsutredningens förslag och regeringens tillsynsskrivelse till riksdagen, ta fasta på det kontrollerande momentet men med en inriktning och utförande som i högre grad är anpassat till de olika tillsynsfrågornas karaktär. Målet för den vidare utvecklingen och förändringen ska vara att i varje situation ha en riktig tillsynsinriktning som bedrivs på ett ändamålsenligt och effektivt sätt.

SSM kommer därför samtidigt som regelverket ses över vidareutveckla strategier och angreppssätt för hur tillsynen ska bedrivas inom reaktorsäkerhetsområdet. För att få en effektivare och än mer ändamålsenlig tillsyn behöver angreppssätt och strategier tas fram för olika tillsynsområden och anpassas till områdenas och tillsynsfrågornas karaktär och säkerhetsbetydelse. Utgångspunkten i detta arbete kommer att vara resultaten av de studier som nu gjorts i internationell samverkan om regulativa angreppssätt och strategier, och som har redovisats i avsnitt 4.5. Detta innebär att SSM kommer att definiera de tillsynsområden för vilka olika tillsynsstrategier ska tas fram. För varje område klagörs vilka kombinationer av angreppssätt som ska tillämpas och utgöra grunden för den områdesvisa strategin. Denna ska även utformas så att tillämpning av s.k. graded approach<sup>13</sup> underlättas. Inom vissa områden, kommer dessutom rekommendationer från såväl IRRS granskningen att beaktas som rekommendationer från myndighetssamverkan inom CNRA, WENRA och ENSREG.

Detta gäller bl.a. återkommande helhetsbedömningar av anläggningarnas säkerhet som ska göras minst vart 10:e år. Kraven på sådana helhetsbedöm-

---

<sup>13</sup> Med graded approach avses i detta sammanhang att såväl regleringen som tillsynens omfattning och inriktning inom ett område beror av frågornas betydelse för säkerheten. Denna kan uttryckas i termer av risk eller potentiella konsekvenser av brister i något avseende på kort eller lång sikt.



ningar har funnits under lång tid myndighetens föreskrifter men infördes 2010 i kärntekniklagen med motivet att bedömningarna är av principiell betydelse. Även internationellt har dessa typer av helhetsbedömningar (benämnda Periodic Safety Reviews, PSR) en stor betydelse för att säkerställa att vunna erfarenheter tas om hand och att nya säkerhetsstandarder leder till säkerhetsuppgäraderingar vid anläggningarna. I ljuset av planerad långtidsdrift av kärnkraftanläggningar utvecklar nu SSM sin process för återkommande helhetsbedömningar och kommer även att ge dessa bedömningar en formell roll för ställningstagande till långtidsdrift i enlighet med rekommendationer från bl.a. CNRA och analyser gjorda i detta regeringsuppdrag (se avsnitt 3.6).

Mot bakgrund av Fukushimaolyckan kan det också förväntas att återkommande helhetsbedömningar av typ PSR får en allt större betydelse internationellt i myndigheternas tillsynsverksamhet, bl.a. för att regelmässigt pröva gjorda antaganden och tillämpade konstruktionsgrunder samt för att säkerställa att ny kunskap och nya säkerhetsstandarder tillämpas vid kärnkraftverken. Som framgått i avsnitt 2.8.4 rekommenderar den oberoende granskning som gjorts av de europeiska stresstesterna ENREG att belysa vikten av den återkommande helhetsbedömningen (PSR) av anläggningarnas säkerhet. Speciellt understryker man att naturfenomen och andra kritiska funktioner ska utvärderas så ofta det anses lämpligt men minst vart 10:e år.

Andra områden som har lyfts fram av IAEA, i myndighetssamverkan och i denna utredning, och som kommer att ingå i SSM:s översyn av sin tillsynsmodell gäller

- tillsyn av åldringshantering under långtidsdrift
- tillsyn av tillståndshavarnas styrning och kvalitetssäkring av arbeten hos leverantörer och uppdragstagare
- analys och uppföljning av inträffade händelser
- tillsyn vid konstruktion, tillverkning, installation och drifttagning av tryckbärande och andra mekaniska anordningar samt stål och byggnadsstrukturer med användning av oberoende ackrediterade organ.

## **5. Samlad bedömning av den långsiktiga säkerhetsutvecklingen och tillsynen av den svenska kärnkraften**

### **5.1. Behov av ytterligare säkerhetsförbättringar**

Kärntekniklagen ställer krav på att säkerheten ska upprätthållas ska upprätthållas genom att de åtgärder vidtas som krävs för att förebygga fel i utrustning, felaktig funktion hos utrustning, felaktigt handlande, sabotage eller annat som kan leda till en radiologisk olycka. Kravet innebär således att det åligger en tillståndshavare att ständigt arbeta med säkerheten och vidta åtgärder efterhand som erfarenheter vinnas och ny kunskap kommer fram. Detta är ytterligare preciserat i myndighetens föreskrifter

Sedan de svenska kärnkraftverken togs i drift mellan 1972 och 1985 har säkerhetsförbättringar av anläggningarna gjorts när problem uppkommit och händelser inträffat. Efter riksdagens ställningstagande år 1997 i anledning av propositionen ”En uthållig energiförsörjning”, som bland annat ledde till att årtalet då den sista kärnkraftsreaktorn i Sverige skulle stängas togs bort, aktualiserade behoven mer genomgripande säkerhetsmoderniseringar för drift under en längre tid framöver. Dåvarande SKI utarbetade därför föreskrifter om konstruktion och utförande av kärnkraftreaktorer som innebar att sådana säkerhetsmoderniseringar av kärnkraftverken inleddes. Föreskrifterna (då SKIFS 2004:2, nu SSMFS 2008:17) trädde i kraft den 1 januari 2005 med vissa övergångsbestämmelser. Dessa syftade till att ge tillståndshavarna tid för att planera och genomföra moderniseringsåtgärderna på ett säkert sätt.

Med utgångspunkt i dessa föreskrifter och beslutade övergångsplaner har tillståndshavarna sedan dess arbetat med analyser och åtgärder för att uppfylla kraven. Övergångs- och åtgärdsplanerna sträckte sig ursprungligen över en period från 2005 till 2013. Arbetet visade sig vara betydligt mer komplicerat och tidskrävande än vad som förutsågs då tillståndshavarna tog fram sina förslag och åtgärdsplanerna beslutades. Fram till den 30 juni 2012 har sammantaget för de tio reaktorernas moderniseringsprogram c:a 60 % av de beslutade åtgärderna genomförts. Det är stora skillnader i framdriften mellan reaktorerna, där det för vissa av anläggningarna återstår mycket att genomföra. Det ska dock påpekas att åtgärderna har varierande säkerhetsbetydelse och omfattning varför enbart en jämförelse av antalet genomförda respektive återstående åtgärder inte ger en rättvisande bild av sammantagen säkerhetsförbättring eller framdrift i respektive åtgärdsprogram. En samlad bedömning av kravuppfyllnaden för varje anläggning är således inte möjlig att göra innan alla åtgärder är genomförda och granskade av SSM. Myndigheten har därför intensifierat tillsynen och uppföljningen av bolagens arbeten så att återstående åtgärder för att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17 inte drar längre ut i tiden än vad som behövs för att de ska kunna genomföras på ett säkert sätt.

Myndigheten kan vidare konstatera att i flera fall är tillståndshavarnas säkerhetsredovisningar av hur krav tillämpas och verifieras alltför allmänt hållna för att ge en tydlig och fullständig bild av hur föreskrifterna blir omhändertagna. Granskningar har även visat att tillståndshavarnas tolkning av flera av kraven inte överensstämmer med SSM:s syn på föreskrifternas innebörd.

SSM bedömer att genomförda och planerade åtgärder som föranleds av kraven i SSMFS 2008:17 förstärker kärnkraftreaktorernas barriärskyddande funktioner, främst genom utökad flertalighet och separation, vilket är huvudsyftet med föreskrifterna. Åtgärderna innebär även, när de genomförts i sin helhet, en förstärkning av djupförsvaret för samtliga anläggningar. En annan säkerhetsmässig konsekvens av åtgärderna än de rent fysiska förändringarna

av anläggningarna är den bättre kunskapsnivå om anläggningarnas egenskaper som analyserna gentemot kravbilderna i SSMFS 2008:17 har medfört hos tillståndshavarna och dessutom att anläggningsdokumentationen förbättrats. Dessa förhållanden är i högsta grad nödvändiga förutsättningar för säkra kärnkraftverk.

SSM har emellertid i den nu genomförda analysen av säkerhetsförbättringar konstaterat att ytterligare åtgärder kommer att behövas utöver vad som följer av tillståndshavarnas åtgärdsplaner för att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17. Resultaten av de förnyade säkerhetsutvärderingarna (stresstesterna) visar också att åtgärder behöver vidtas för att stärka tåligheten mot extrema naturfenomen, bortfall av elförsörjning och bortfall av huvudvärmesänka. Dessutom behöver anläggningarna haveriberedskap och förmåga till haverihantering stärkas i olika avseende. SSM kommer att förelägga tillståndshavarna att genomföra dessa säkerhetsförbättringar.

Olyckan vid Fukushima Dai-ichi kärnkraftverk har även väckt frågor som kräver mer ingående utredning och forskning för att kunna dra slutsatser om eventuella ytterligare åtgärder vid kärnkraftreaktorerna. Dessa frågor diskuteras nu i olika sammanhang och forskning planeras i internationell samverkan. SSM kommer att medverka i många av de utredningar och forskningsprojekt som initieras med anledning av olyckan.

SSM gör bedömningen att kärnkraftreaktorerna också behöver förses med system för oberoende spädmatning. Med ett sådant system minskar risken för härdsmälta och därigenom även risken för genomsmältning av reaktortryckkärlet vid bortfall av ordinarie spädmatning. SSM förbereder nu krav på oberoende spädmatningssystem, och avser då även ställa krav på att systemen ska vara konstruerade och utformade med skydd som tillsammans med övriga skyddsåtgärder vid anläggningen gör att den tillkommande spädmatningsfunktionen kan upprätthållas i den omfattning som behövs vid ett dimensionerande antagonistiskt angrepp och under den tid myndigheten bestämmer.

En översyn av tillståndshavarnas och samhällets förmåga att skydda anläggningarna mot antagonistiska hot visar dessutom att skyddet mot sabotage behöver stärkas ytterligare. Utredningar pågår inom SSM för att klargöra vilka ytterligare åtgärder som behövs och ändring av myndighetens föreskrifter inom området förbereds.

Sammantaget innebär detta att kärnkraftverken behöver fortsätta arbetet med analyser och åtgärder i anläggningarna för att dels uppfylla ställda krav i SSMFS 2008:17 med beslutade åtgärdsåtgångsplaner, dels tillkommande krav på säkerhet med anledning av erfarenheter från Fukushima Dai-ichi olyckan, gjorda stresstester, säkerhetsutredningar och utredningar avseende fysiskt skydd. Det är också nödvändigt med fortsatta säkerhetsförbättringsåtgärder



för att efterhand öka marginalerna mot oförutsedda händelser i åldrande anläggningar under långtidsdrift.

## 5.2. Åldringshantering och långtidsdrift

När de svenska kärnkraftverken, likväl som många anläggningar världen över, konstruerades och uppfördes antogs en drifttid på ca 40 år. Bland annat gjordes konstruktionsanalyser och utmattningsberäkningar med antaganden om ett visst antal upp- och nergångar med anläggningen, andra driftändringar, snabbstopp och olika typer av störningar under denna tid. Med långtidsdrift avses därför drift utöver den tid för vilken anläggningarna ursprungligen konstruerades och analyserades. Tillståndshavarna har aviserat att de avser driva kärnkraftverken 50 till 60 år. De svenska kärnkraftverken är idag mellan 27 och 40 år gamla, räknat från tidpunkten då de togs i rutinmässig drift.

Långtidsdrift ställer såväl tillståndshavare som myndigheter inför nya utmaningar med utgångspunkt i kraven på säker drift under den förlängda drifttiden. Både tillståndshavarnas och SSM:s organisation, resurser och kompetens måste vara anpassade till nya säkerhetsfrågor som kan uppkomma i samband med långtidsdrift. Även om många anordningar och komponenter i anläggningarna har bytts ut under årens lopp i samband med säkerhetsmoderniseringar, andra ombyggnader och reparationer är merparten vitala byggnadsstrukturer, anordningar och komponenter kvar i sitt grundutförande. Tillståndshavarnas åldringshantering blir därför centralt för en säker långtidsdrift.

SSM ställer krav i myndighetens föreskrifter på tillståndshavarnas åldringshanteringsverksamheter avseende fysisk och teknologisk åldring, och att det ska finnas åldringshanteringsprogram för detta. Ett åldringshanteringsprogram kan betraktas som ett övergripande samordningsprogram bestående av andra underhålls- och kontrollprogram såsom s.k. surveillanceprogram för reaktortryckkärl, miljökvalificeringsprogram, kemiprogram och övervakningsprogram. Krav ställs också på att åldringshanteringsverksamheterna ska vara styrda i tillståndshavarens ledningssystem. Syftet är att säkerställa en långsiktig hantering av åldringsfrågor och så långt möjligt förhindra att degradering och andra brister uppkommer som gör att barriärer och anordningar säkerhetssystem inte längre fungerar som avsett. Kraven på åldringshantering och åldringshanteringsprogram gäller generellt men får naturligtvis större betydelse ju äldre anläggningarna blir.

Den omfattande forskning som har gjorts nationellt och internationellt under de senaste dryga 30 åren har gett en god kunskap om de åldrings- och degraderingsmekanismer som kan ge upphov till skador i kärnkraftverk. Dessa mekanismer kan därför omhändertas på ett tillfredsställande sätt med idag tillämpade kontrollprogram och åldringshanteringsprogram. Dessa bör såle-

des ge goda förutsättningar för säker drift även vid långa drifttider. Det finns emellertid ett antal områden där fortsatta kontroller och analyser samt utveckling av metoder och kunskap behövs för att programmen på ett mer effektivt sätt ska kunna fånga upp tidiga indikationer som tyder på säkerhetsbrister till följd av åldring under långa drifttider. Programmen behöver också utformas så att de så långt möjligt förmår fånga upp helt okända skademekanismer och kända skademekanismer som uppträder på oväntade ställen.

Inför och under långtidsdrift behöver dessutom särskild uppmärksamhet ägnas åt

- bestrålningsförsprödning av reaktortryckkärl med särskilt beaktande av effekter som påtagligt kan öka försprödningshastigheten
- utmattning med särskilt beaktande av inverkan från reaktorvattenmiljön på utmattningskänsliga områden
- tillståndet hos spännkablar och tätplåtar i reaktorinneslutningar
- nedbrytningsmekanismer som kan påverka reaktorinneslutningars betong och metalliska delar
- möjligheterna att tillförlitligt kontrollera och prova reaktorinneslutningar
- giltigheten av miljökvalificeringar av el-, instrumenterings- och kontrollutrustning samt delar med polymera konstruktionsmaterial

Fortsatt kunskapsuppbyggnad behövs för att i ett långtidsperspektiv kunna tillämpa effektiva kontrollprogram avseende spänningskorrosion i dels anordningar tillverkade av s.k. Nuclear Grade material, dels vissa anordningar i trykvattenreaktormiljöer.

För ännu längre drifttider, uppåt 60 år, behövs fortsatt utredning och forskning för att i tid fånga upp brottseghets- och slagseghetsförsämringar till följd av termisk åldring av rostfria svetsgoods och gjutet rostfritt stål.

Avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet är således att tillståndshavaren tillämpar ett väl underbyggt och effektivt åldringshanteringsprogram. I den nu genomförda analysen av åldringsfrågor vid långtidsdrift har SSM pekat ut ett stort antal åtgärder som behöver vidtas inför ställningstagande till sådan drift, och även lyft fram myndighetens syn på vad som behöver ingå i tillståndshavarnas åldringshanteringsverksamheter.

Med detta som utgångspunkt avser SSM ta ställning till långtidsdrift av kärnkraftverk på grundval av återkommande helhetsbedömningar enligt kraven i kärntekniklagen och i myndighetens föreskrifter. Förstydligheten och precisering av SSM:s föreskrifter och allmänna råd om återkommande helhetsbedömningar planeras med avseende på bl.a. ovan redovisade aspekter



som är viktiga vid långtidsdrift. SSM kan emellertid redan nu konstatera att redovisningen av en tillståndshavares helhetsbedömning som ska ligga till grund för myndighetens ställningstagande till långtidsdrift behöver omfatta analyser som beskriver anläggningens åldringsstatus över tid för vissa nyckelparametrar som t.ex. bestrålningsförsprödning av reaktortank, utmattningsparametrar av komponenter och spännkraftsförluster i reaktorinneslutningen. Det gäller även analyser och tillståndskontroll av säkerhetskritiska elektriska kablar, instrumentering och kontrollutrustning.

### **5.3. Behov av förändrad reglering och tillsyn**

SSM har idag en fungerande modell för reglering och tillsyn inom reaktorsäkerhetsområdet. Det är en modell som står sig någorlunda väl i förhållande till internationell standard och praxis, men som behöver utvecklas i olika avseenden. Modellen innebär en i huvudsak verksamhetsinriktad reglering och tillsyn och som har vuxit fram under de senaste 20 åren, främst inom dåvarande myndigheten SKI. Grunderna för modellen etablerades i en situation då den svenska kärnkraften skulle vara avvecklad till år 2010. Detta innebar bl.a. att fokus i tillsynsmodellen kom att läggas på drift- och underhållsrelaterade säkerhetsfrågor. I modellen ingår en generell reglering med allmänt hållna krav på verksamheterna vid kärnkraftverken och med en tillsyn inriktad på tillståndshavarnas ledning, styrning och uppföljning av sin verksamhet.

Resultaten av IRRS-granskningen, förändringar inom den svenska kärntekniska verksamheten såsom omfattande säkerhetsmoderniseringar av anläggningarna och planerad långtidsdrift samt ökad myndighetssamverkan och en ökad grad av harmonisering av inom kärnsäkerhetstillsynen visar att den tillämpade modellen behöver utvecklas och preciseras. Den nu genomförda analysen visar att denna vidare utveckling och förändring behöver omfatta såväl regelverket, i form av föreskrifter och allmänna råd, som tillsynen.

SSM:s regelverk behöver bli mer heltäckande utgående från internationell säkerhetsstandard och europeisk praxis, och med en bättre förutsägbarhet om kravens innebörd. SSM förbereder nu denna regelöversyn. Utmaningen för SSM blir att komplettera och förtydliga föreskrifter och allmänna råd om kärnkraftsäkerhet så att dessa mål uppnås utan att gå alltför långt i detaljreglering på ett sätt som leder till oklarheter om tillståndshavarens säkerhetsansvar. Viktiga utgångspunkter i översynen av regelverket kommer att vara IAEA:s nya säkerhetsstandarder och s.k. säkerhetsreferensnivåer och andra dokument som de europeiska strålsäkerhetsmyndigheterna kommer överens om inom ramen för WENRA samarbetet.

Tillsynen ska liksom hittills, och i överensstämmelse med regeringens tillsynsskrivelse till riksdagen, ta fasta på det kontrollerande momentet men med en inriktning och utförande som i högre grad är anpassat till de olika



tillsynsfrågornas karaktär. Målet för den vidare utvecklingen och förändringen ska vara att i varje situation ha en riktig tillsynsriktning som bedrivs på ett ändamålsenligt och effektivt sätt.

SSM kommer därför samtidigt som regelverket ses över vidareutveckla strategier och angreppssätt för hur tillsynen ska bedrivas inom reaktorsäkerhetsområdet. För att få en effektivare och än mer ändamålsenlig tillsyn behöver angreppssätt och strategier tas fram för olika tillsynsområden och anpassas till områdenas och tillsynsfrågornas karaktär och säkerhetsbetydelse. Utgångspunkten i detta arbete kommer att vara resultaten av de studier som nu gjorts i internationell samverkan om regulativa angreppssätt och strategier.

Detta innebär att SSM kommer att definiera de tillsynsområden för vilka olika tillsynsstrategier ska tas fram. För varje område klargörs vilka kombinationer av angreppssätt som ska tillämpas och utgöra grunden för den områdesvisa strategin. Denna ska även utformas så att tillämpning av s.k. graded approach underlättas. Inom vissa områden, kommer dessutom rekommendationer från såväl IRRS granskningen att beaktas som rekommendationer från myndighetssamverkan inom CNRA, WENRA och ENSREG.

Detta gäller bl.a. återkommande helhetsbedömningar av anläggningarnas säkerhet som ska göras minst vart 10:e år. Kraven på sådana helhetsbedömningar har funnits under lång tid myndighetens föreskrifter men infördes 2010 i kärntekniklagen med motivet att bedömningarna är av principiell betydelse. Även internationellt har dessa typer av helhetsbedömningar (benämnda Periodic Safety Reviews, PSR) en stor betydelse för att säkerställa att vunna erfarenheter, ny kunskap och nya säkerhetsstandarder tas om hand och får effekt vid anläggningarna. Mot bakgrund av Fukushimaolyckan kan det också förväntas att återkommande helhetsbedömningar av typ PSR får en allt större betydelse internationellt i myndigheternas tillsynsverksamhet för att regelmässigt utvärdera giltigheten av tillämpade konstruktionsgrunder, antaganden och säkerhetsanalyser. SSM kommer att följa denna internationella utveckling och anpassa tillämpningen av de återkommande helhetsbedömningarna efterhand. SSM avser dessutom även ge de återkommande helhetsbedömningarna en formell roll för ställningstagande till långtidsdrift av kärnkraftverk i enlighet med rekommendationer från bl.a. CNRA.

Andra områden som har lyfts fram av IAEA, i myndighetssamverkan och i denna utredning, och som kommer att ingå i SSM:s översyn av sin tillsynsmodell gäller bland annat

- tillsyn av åldringshantering under långtidsdrift
- tillsyn av tillståndshavarnas styrning och kvalitetssäkring av arbeten hos leverantörer och uppdragstagare
- analys och uppföljning av inträffade händelser



SSM kommer också att fortsätta inledda utvecklingsarbeten inom myndigheten med årliga samlade strålsäkerhetsvärderingar av kärnkraftverken och en mer ingående uppföljning av säkerhetskulturförändringar.

Dessa förändringar av regelverket och tillsynen kommer att kräva mer resurser vid SSM. Det gäller både för arbeten med förändringar av regelverket och i myndighetens tillsyn samt för arbeten med granskningar av återkommande helhetsbedömningar av anläggningarnas säkerhet. IRRS-granskningen konstaterade också vid sin granskning att SSM behöver ha ökade resurser för klara av de utmaningar myndigheten står inför.



## Referenser

- [1]. Tillsyn och förutsättningar för långa drifttider av åldrande kärnkraftanläggningar, Utredningsrapport SSM 2010/659, 2010-11-29.
- [2]. Förbättringar av säkerheten i äldre reaktorer baserat på nya kunskaper och säkerhetsutveckling. Utredningsrapport SSM2011-365-8, 2012-10-31.
- [3]. Drift av kärnkraftreaktorer längre än ursprungligt analyserad eller konstruerad tid med hänsyn till åldringsfrågor. Utredningsrapport SSM 2010/1557-4, 2012-10-31.
- [4]. Analys av den svenska tillsynsmodellen inom reaktorsäkerhetsområdet. Utredningsrapport SSM 2010/1557-7. 2012-10-31.
- [5]. Delredovisning: Uppföljning av erfarenheter från kärnkraftsolyckan i Fukushima, SSM2011-2052-2. 2011-12-15
- [6]. European stress tests for nuclear power plants. SSM Doc no. 11-1471. 2011-12-29.
- [7]. Säker kärnkraft? Betänkande av Reaktorsäkerhetsutredningen. SOU 1979:88.
- [8]. Genomförda moderniseringsåtgärder i svenska kärnkraft för att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17 samt säkerhetsbetydelsen av dessa åtgärder. SSM Promemoria. 2012-10-31.
- [9]. Sammanfattning av säkerhetsutvärderingar (stresstester) av svenska kärntekniska anläggningar. SSM Promemoria. 2012-10-31.
- [10]. Utredningar och forskning till följd av Fukushima Dai-ichi olyckan. SSM Promemoria. 2012-10-31.
- [11]. Strålsäkerhet – Gällande rätt i ny form. Slutbetänkande av utredningen om en samordnad reglering på kärnteknik- och strålskyddsområdet. SOU 2011:18
- [12]. Regeringens proposition 2009/10:172 Kärnkraften – förutsättningar för generationsskifte.
- [13]. Redovisning av åldringsrelaterade tidsberoende analyser för långa drifttider i samband med återkommande helhetsbedömningar. Utredningsrapport SSM 2012-1302-1, 2012-04-10.

