



Utredningsgrupp: Lars Bennemo, Wiktor Frid, Anders Hallman, Tomas Jelinek, Gustaf Löwenhielm, Lovisa Wallin

Författare: Anders Hallman

Fastställd: Lars Skånberg

Förbättringar av säkerheten i äldre reaktorer baserat på nya kunskaper och säkerhetsutveckling

Sammanfattning

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 kärntekniska anläggningarna.

Strålsäkerhetsmyndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

SE-171 16 Stockholm

Tel:+46 8 799 40 00

E-post: registrator@ssm.se

Solna strandväg 96

Fax:+46 8 799 40 10

Webb: stralsakerhetsmyndigheten.se



Föreliggande rapport utgör underlag till SSM:s redovisning till regeringen avseende de delar som rör hur kärnkraftreaktorerna uppfyller ställda säkerhetsmoderniseringskrav, ytterligare krav på säkerhetsförbättringar som behövs för långa drifttider samt den samlade redovisningen av genomförda stresstester och de åtgärder som vidtagits och planeras vid de svenska kärnkraftreaktorerna med anledning av olyckan och resultaten från stresstesterna.

Moderniseringsåtgärder i svenska kärnkraftverk till följd av SSMFS 2008:17
De svenska kärnkraftsreaktorerna konstruerades och uppfördes under 1960- och 1970-talen och togs i drift mellan 1972 och 1985. Principen för säkerhetsmässiga moderniseringar av reaktorerna har därefter varit en successiv förbättring genom anläggningsändringar och särskilda åtgärder när allvarliga händelser inträffat i svenska eller utländska anläggningar samt internationell regelutveckling.

Ett viktigt steg i arbetet med successiva säkerhetsförbättringar togs den 7 oktober 2004, då dåvarande Statens kärnkraftinspektion (SKI) fattade beslut om nya föreskrifter om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer. Dessa fick beteckningen SKIFS 2004:2 och trädde i kraft den 1 januari 2005. Föreskrifterna ingår nu i myndighetens författningssamling med beteckningen SSMFS 2008:17.

Sammantaget har föreskrifterna medfört behov av en mängd säkerhetshöjande åtgärder i de svenska reaktorerna. Fram till den 30 juni 2012 hade ca 60 % av dessa genomförts, vilket inneburit en påtaglig förbättring av reaktorsäkerheten. Samtidigt har de åtgärdsplaner som SKI beslutat om drabbats av förseningar. Åtgärdsplanerna spände ursprungligen över en period från 2005 till och med utgången av 2013. Som längst har åtgärder framskjutits till 2015.

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.

Generellt bedömer SSM att de åtgärder som har genomförts eller kommer att genomföras förbättrar säkerheten. Huvudsakligen har förmågan att kontrollera förhållanden som kan uppkomma vid konstruktionsstyrande haverier förstärkts. Även driften av kärnkraftsreaktorer och övervakningen av barriärerna har förstärkts väsentligt genom införandet av ny eller uppgraderad kontrollutrustning. I vissa fall kan dock kompletteringar komma att behövas, både av säkerhetsredovisningen och rent fysiska åtgärder.



I flera fall är tillståndshavarnas beskrivning 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. Detta gör att SSM kommer behöva ställa krav på tillståndshavarna att utveckla säkerhetsredovisningens beskrivning av tillämpning av SSMFS 2008:17, bland annat som grund för att avgöra vilka fysiska åtgärder som är rimliga för att motverka uppkomst av fel med gemensam orsak.

De analyser som Ringhals och Oskarshamn har genomfört visar att genomförda och återstående moderniseringsåtgärder medför att härdskadefrekvenserna mer än halverats i Ringhals reaktorer och minskat med upp till två tredjedelar i Oskarshamns reaktorer. Forsmark har inte gjort någon probabilistisk säkerhetsanalys men SSM bedömer att åtgärderna i Forsmark medför en minskning av härdskadefrekvensen i samma storleksordning som den som erhålls i Ringhals och Oskarshamn. Åtgärdsomfattningen är dock något mindre i Forsmark.

Säkerhetsförbättringar och moderniseringsåtgärder i andra länder

Inom utredningen har det gjorts en jämförelse av svenska förhållanden med de förhållanden som råder i andra länder avseende moderniseringskrav respektive genomförda moderniseringsåtgärder. I samband med jämförelsen har det inte identifierats någon säkerhetsförbättring i andra länders kärnkraftsreaktorer som har bedömts vara aktuella att genomföra i svenska anläggningar. En orsak till detta är säkert det internationella samarbete och utbyte som bedrivs på både myndighetssidan och mellan tillståndshavare, och som del av detta den omfattande erfarenhetsåterföring som bedrivs.

Jämförelsen av krav och standarder visar på desto större skillnader mellan nationer och organisationer. Skillnaderna avser kravens omfattning och detaljeringsgrad, hur långt man gått i uttolkning av de övergripande kraven och i viken utsträckning dessa uttolkningar återfinns som föreskrifter eller som guider och allmänna råd till kraven. Sverige är det land bland de jämförda som har de mest kortfattat uttryckta kraven och därmed den lägsta detaljeringsgraden. Även om de svenska kraven har fyllt sitt syfte så finns det skäl att precisera dem. Det skulle minska tolkningsutrymmet och därmed ökar förutsägbarheten i kontakterna mellan tillståndshavare och myndighet. Det skulle underlätta för tillståndshavaren att uppfylla kraven och för myndigheten att utöva tillsyn. Vidare har dessa förhållanden koppling till rättstrygghetsaspekter.

Stresstester av svenska anläggningar

Stresstesterna har identifierat en mängd säkerhetshöjande åtgärder. Det rör dels åtgärder som är nödvändiga för att uppfylla SSM:s föreskrifter och dels



åtgärder som kan höja säkerheten utöver den nivå som konstruktionsföreskrifterna innebär och indirekt ställer krav på.

Utgående från stresstestresultaten kommer SSM att ingående pröva tillståndshavarnas förslag till åtgärdsplaner för att hantera resultaten. Därefter kommer SSM förelägga tillståndshavarna att vidta åtgärder i den omfattning och i den takt som säkerheten kräver.

Bland annat gör SSM bedömningen att kärnkraftreaktorerna 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.

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.

Skydd mot antagonistiska hot

En översyn av tillståndshavarnas och samhällets förmåga att skydda anläggningarna mot antagonistiska hot visar 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.



INNEHÅLLSFÖRTECKNING

1. Bakgrund och syfte	7
1.1. Metod och genomförande	8
1.2. Avgränsningar.....	9
2. Moderniseringsåtgärder i svenska kärnkraftverk till följd av SSMFS 2008:17 samt säkerhetsbetydelsen av dessa	10
2.1. Säkerhetsförbättringar enligt beslutade planer.....	11
2.2. Åtgärdsprogrammets tillräcklighet för kravuppfyllnad	16
2.3. Säkerhetsmässiga effekter.....	17
2.4. Krav på oberoende härdsnödkylning	19
2.5. Slutsats	21
3. Krav på säkerhetsförbättringar och moderniseringsåtgärder i andra länder	23
3.1. Jämförelse mellan svenska och internationella regelverk.....	23
Andra länders krav.....	24
WENRA:s referensnivåer	25
WENRA:s säkerhetsmål	26
3.2. Säkerhetsförbättringar genomförda i europeiska kärnkraftsreaktorer	28
3.3. Slutsats	29
4. Åtgärder till följd av Fukushima Dai-ichi-olyckan.....	30
4.1. Stresstester av svenska kärnkraftreaktorer	32
4.2. Stresstester av Clab	37
4.3. Resultatet från den internationella granskningen av europeiska stresstester	38
4.4. Åtgärder som vidtagits vid de svenska kärnkraftverken	41
4.5. Åtgärder som planeras vid de svenska kärnkraftverken	43
4.6. Behov av utredningar och forskning till följd av Fukushima Dai-ichi-olyckan.....	46
4.7. Slutsats	50
5. Kärnkraftverkens fysiska skydd	52



5.1. Slutsats	53
Referenser	54



1. Bakgrund och syfte

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. stresstesterna 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 2011 [3].

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 [1].
2. Drift längre än ursprungligt analyserad/konstruerad drifttid med särskild fokus på bevakning av åldringsaspekter och åldringshantering vid långtidsdrift [2].
3. Myndighetens tillsyn av att säkerheten upprätthålls och utvecklas inom reaktorsäkerhetsområdet vid långtidsdrift.

Föreliggande rapport utgör avrapportering av den första av dessa tre delar.

1.1. Metod och genomförande

Arbetet har följt den utredningsplan som generaldirektören fastställde 2011-09-05 (ML-protokoll SSM2011-99-61). Arbetet inom delprojekt 1 har organiserats i 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 reaktorer i andra länder 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 analys och bedömning bygger på resultaten från ovanstående 5 delaktiviteter.



Delprojekt 1 drar slutsatser och ger rekommendationer som svarar 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.

Projektet har genomförts under ledning av Lars Skånberg. Delprojekt 1 har letts av Anders Hallman och följande personer har ingått i arbetsgruppen:

Lars Bennemo
Wiktor Frid
Tomas Jelinek
Gustaf Löwenhielm
Lovisa Wallin

1.2. 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 och inte heller 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 avseende stresstesterna [3] lämnades till regeringen den 15 december 2011 och en s.k. nationalrapport [4] 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. Detta uppdrag slutredovisades till regeringen 2012-01-18 [29].



2. Moderniseringsåtgärder i svenska kärnkraftverk till följd av SSMFS 2008:17 samt säkerhetsbetydelsen av dessa

De svenska kärnkraftsreaktorerna konstruerades och uppfördes under 1960- och 1970-talen och togs i drift mellan 1972 och 1985. Principen för säkerhetsmässiga moderniseringar av reaktorerna har därefter varit en successiv förbättring genom anläggningsändringar och särskilda åtgärder när allvarliga händelser inträffat i svenska eller utländska anläggningar samt internationell regelutveckling.

Ett viktigt steg i arbetet med successiva säkerhetsförbättringar togs den 7 oktober 2004, då dåvarande Statens kärnkraftinspektion (SKI) fattade beslut om nya föreskrifter om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer. Dessa fick beteckningen SKIFS 2004:2 och trädde i kraft den 1 januari 2005. Föreskrifterna ingår nu i myndighetens författningssamling med beteckningen SSMFS 2008:17. Bakgrunden till föreskrifterna och arbetet med att ta fram dem beskrivs i [5].

Föreskrifterna med tillhörande allmänna råd innebar på vissa områden en skärpning och utvidgning av krav i förhållande till vad som gällt dittills. På andra områden befäster föreskrifterna befintliga principer som tillämpats vid konstruktionen av reaktorerna samt vid senare anläggningsändringar. Det senare innebär inte någon skärpning i förhållande till gällande krav, men med generella föreskrifter gavs kraven en enhetlig tillämpning, mer transparens och de kunde på ett överskådligt sätt kommuniceras med olika intressenter.

SSMFS 2008:17 ställer krav på åtgärder för att upprätthålla och utveckla säkerheten i konstruktionen och utförandet av kärnkraftsreaktorer i syfte att, så långt som det är rimligt med beaktande av bästa möjliga teknik, förebygga radiologiska olyckor. Bestämmelserna rör både tekniska och administrativa åtgärder.

Föreskrifterna är utformade som relativt allmänt hållna krav som i stor utsträckning är funktionella krav som anger vad som ska utföras eller uppnås men inte preciserar exakt hur detta ska ske. Ett av syftena med denna typ av föreskrifter är just att tillståndshavarna ständigt ska arbeta för att hitta möjligheter att ytterligare stärka säkerheten. Till kraven ges övergripande råd om tillämpningen av kraven.

I och med att de analyser och åtgärder som krävdes för att uppfylla SSMFS 2008:17 i vissa fall medförde omfattande insatser, gavs tillståndshavarna i samband med ikraftträdandet av föreskrifterna möjligheten att bedöma hur mycket tid som skulle fordras 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.

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 åtgärdsdiktningarna framskjutits till 2015.

Skälen till dessa förskjutningar har varit flera. Bland annat är uttolkningen av kraven i SSMFS 2008:17 komplex, orsakad av inbördes koppling mellan olika paragrafer och kopplingen till andra föreskrifter. Tillståndshavarna har även hänvisat till att man vid arbetet med att genomföra olika åtgärder 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 varit möjligt att, med bibehållna höga krav på kvaliteten, genomföra samtliga åtgärder inom den angivna tiden. Detta har lett till att de beslutade tidsplanerna i flera fall inte kunnat hållas.

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.

2.1. Säkerhetsförbättringar enligt beslutade planer

Till stor del avser föreskrifterna skärpta krav på 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 rådrum¹ finns.
- Driftsystem får inte påverka säkerhetssystem negativt.
- Reaktorinneslutningen ska vara konstruerad med beaktande av de fenomen som kan uppstå vid svåra haverier (härdsälta)
- Det ska vara möjligt vid alla händelser att uppnå en vattentäckt härd/härdsälta som är kyld även i ett långtidsförlopp.
- Fel på en enskild komponent ska anläggningen klara med hjälp av redundans².

¹ Rådrum = tid för eftertanke innan visst beslut fattas, viss handling utförs

² Redundans = flera oberoende system som kan utföra samma uppgift, övertalighet



- Multipla fel ska motverkas genom diversifiering³ 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 händelsers utför eller inne i anläggningen.
- 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 reaktorhärd ska vara utformad med tillräckliga marginaler. Effektpendlingar ska inte vara möjliga, och om de ändå skulle uppstå så ska de upptäckas och dämpas.

Dessa egenskapskrav har inneburit att en mängd åtgärder har behövt genomföras. Fram till den 30 juni 2012 hade sammantaget c:a 60 % av de beslutade åtgärderna genomförts. Hur förhållandena är i detta avseende för respektive reaktor framgår av [5]. Åtgärderna har dock varierande säkerhetsbetydelse och omfattning varför enbart en jämförelse av antalet genomförda respektive återstående åtgärder inte ger en rättvisande bild av samantagen säkerhetsförbättring eller framdrift i respektive åtgärdsprogram.

De aktuella åtgärderna är omfattande och många av dem genomförs för att bidra till flera av de egenskaper hos anläggningen som föreskrifterna ställer krav på. Vidare skiljer sig de olika reaktorer 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 [5]. Av referensen 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 gjorts. Vidare kan nämnas att genomförandet av några av åtgärderna har andra skäl än att de är nödvändiga för att uppfylla myndighetens föreskrifter. Bland annat finns det exempel på utbyte av instrument och kontrollutrustning på grund av begränsad tillgång på reservdelar.

³ *Diversifiering = en redundans som utför samma uppgift men på ett principiellt olika sätt eller har olika egenskaper.*



Forsmark 1 och Forsmark 2

Forsmark 1 och 2 togs 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 att vara en säkerhetsfunktion. Automatisering av borin-pumpning har införts och kompletteringar är genomförda för att initiera reaktorns säkerhetskretsar (system 516) genom två olika parametrar. Dock återstår några parametrar ännu 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 har installerats, men ännu inte tagits i drift. Denna åtgärd återstår att genomföra på Forsmark 1. För att förstärka skyddet mot inre och yttre händelser har kylsystembyggnader förstärkts och brandsprinkling kompletterats i kabelkulvertar. Reservmanöverplatser är införda för att kunna kontrollera reaktorn i en situation när kontrollrummet måste utrymmas. Åtgärder är genomförda för att detektera och automatiskt dämpa härdinstabilitet.

Forsmark 3

Forsmark 3 togs i drift 1985 och är (tillsammans med Oskarshamn 3) den modernaste svenska kärnkraftsreaktorer 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 borin-pumpning, extern vattenkälla för härdnödkylning och införande av funktioner för diversifierad resteffektkylning. Förutom dessa åtgärder har reservmanöverplatsen kompletterats och detektering och automatisk dämpning av härdinstabilitet har införts. De åtgärder som återstår att genomföra rör initiering av reaktorns säkerhetskretsar genom två olika parametrar samt att möjliggöra kylning i långtidsförloppet efter en härdsmälta.

Oskarshamn 1

I Oskarshamn 1, som är Sveriges äldsta kärnkraftreaktor, 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 SSMFS 2008:17 trädde i kraft, bedömde att dessa var tillräckliga för att uppfylla stora delar av föreskrifterna. För att fullt ut uppfylla kraven kommer



Oskarshamn 1 att genomföra ytterligare åtgärder. Bland annat kan installation av ett automatiserat borsystem 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 äldsta reaktorerna. Den togs i rutinemässig drift 1975. OKG har bedrivit ett projekt, benämnt PLEX, under många år för att bland annat analysera, komplettera och modernisera anläggningen så att den ska uppfylla SSMFS 2008:17. Projektet är dock försenat och OKG har begärt anstånd som innebär att åtgärderna inte ska behöva vara genomförda förrän 2014. SSM har ännu inte hanterat denna ansökan som omfattar merparten av de åtgärder som är föranledda av SSMFS 2008:17. Bland åtgärder som redan genomförts kan installation av ett system för have-riavlutning av reaktortanken nämnas och även den förbättring av separationen inom elkraftmatningen till hjälpmatarvattenpumparna som genomfördes innan föreskrifterna gavs ut. Bland de åtgärder som ska genomföras inom ramen för projekt PLEX kan särskilt nämnas en diversifiering av reaktorskyddssystemet, automatisering av borsystemet, installation av vattenblåsande ventiler i avblåsningssystemet, diversifiering av resteffektkyllningen samt förbättrad redundans och separation på hjälpkraftdieslar.

Oskarshamn 3

Oskarshamn 3 togs i drift 1985 och är (tillsammans med Forsmark 3) den modernaste svenska kärnkraftreaktorn 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 borin-pumpning, ny logik för vattenblåsande ventiler, extern vattenkälla för härd-nödkylning och införande av diversifierad resteffektkyllning. Förutom dessa åtgärder så har snabbstoppsystemet modifierats för att klara sin funktion utan tryckavsäkring. Det återstår att genomföra åtgärder för att initiera reaktorns säkerhetskretsar 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 av 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 kärnkraftsreaktorerna i Sverige och har av den anledningen genomgått flera stora moderniseringsprojekt initierade innan 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 Ringhals 1:s ursprungliga åtgärdsplaner 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

Även Ringhals 2 hör till de äldre reaktorerna i Sverige 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 funnits med i de ursprungliga åtgärdsplanerna. De åtgärder i anläggningen som föranleds av SSMFS 2008:17 bidrar till en förstärkning av djupförsvaret på flera 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 hjälpmatarvattenssystemet, den planerade förbättringen av 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. 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. Åtgärdena har i större utsträckning varit kompletterande analyser som syftar till att verifiera befintlig konstruktion, men även till viss del till att identifiera var åtgärder behöver sättas in. Åtgärder är bland annat passiva vätgasrekombinatorer samt ett nytt brandsläckningssystem. Utöver detta kan diversifiering av reaktorskyddssystemet och kvalificeringen av



tryckhållarens tryckavlastningsventiler för vattenblåsning nämns som åtgärder som kommer att förbättra säkerheten.

2.2. Åtgärdsprogrammets tillräcklighet för kravuppfyllnad

Mer än hälften av åtgärderna i de beslutade åtgärdsplanerna har genomförts. En utvärdering av huruvida dessa åtgärder, tillsammans med dem som fortfarande återstår att genomföra, sammantaget är tillräckliga för att fullt ut uppfylla alla krav är ännu inte gjord. Ett krav kan styra flera åtgärder och en åtgärd kan medverka till uppfyllande av flera krav, vilket försvårar bedömningen innan alla åtgärder är kända och granskade av SSM.

SSM:s samlade bedömning är dock 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.

Generellt bedömer SSM att de åtgärder som har genomförts eller kommer att genomföras på reaktorerna i Forsmark och Ringhals samt på Oskarshamn 1 och 3 förbättrar säkerheten och en stor del av kraven enligt SSMFS 2008:17 bedöms bli uppfyllda. I vissa fall kan kompletteringar komma att behövas, både av säkerhetsredovisningen och rent fysiska åtgärder.

Oskarshamn 2 har störst moderniseringsbehov eftersom den trots att den är en av de äldre kärnkraftsreaktorerna inte sedan tidigare har genomgått några omfattande moderniseringar. Merparten av de åtgärder som Oskarshamn 2 behöver genomföra enligt övergångsbesluten är planerade att utföras under det försenade projektet PLEX, se avsnitt 2.1. Av de åtgärder som ska genomföras inom ramen för projekt PLEX kan följande särskilt nämnas: en diversifiering av reaktorskyddssystemet, automatiserat borsystem, förbättrad redundans och separation på hjälpkraftdieslar, vattenblåsande ventiler i avblåsningssystemet och diversifiering av resteffektkylning nämns. Samtliga dessa åtgärder bedöms ha stor betydelse för reaktorsäkerheten.

Bedömningarna enligt ovan grundas på SSM:s granskning av säkerhetsförbättringsåtgärderna, efterhand som de har införts i kärnkraftsreaktorerna, och granskningen av de analyser och andra utredningar som legat till grund för åtgärderna. Dessa granskningar visar sammanfattningsvis att samtliga kärnkraftsreaktorer behöver komplettera analyser och åtgärder för att uppfylla flera av kraven. Även tillståndshavarna, framförallt Ringhals, har genomfört en omfattande genomgång av de ursprungliga planerna och identifierat behov av ytterligare åtgärder för att uppfylla kraven.

SSM:s granskning har, utöver ovannämnda åtgärder, analyser och utredningar, även omfattat kärnkraftsreaktorernas säkerhetsredovisningar i de delar som berör kraven i SSMFS 2008:17, både avseende de delar där tillståndshavarna anser att man uppfyller ställda krav och de delar där tidsfrist ännu återstår för att uppfylla kraven. Även här saknas underlag för att en helhetsbedömning ska kunna göras. I flera fall är tillståndshavarnas beskrivning 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. 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 den omfattande moderniseringen som genomförts, har uppnått en högre grad av diversifiering. SSM kommer behöva ställa krav på tillståndshavarna att utveckla säkerhetsredovisningarnas beskrivning av kravtillämpningen och att genomföra fysiska åtgärder för att öka graden av diversifiering.

2.3. Säkerhetsmässiga effekter

De genomförda eller planerade åtgärder som föranletts av SSMFS 2008:17 förstärker de barriärskyddande funktionerna, främst genom utökad flertalighet och separation, vilket har varit huvudsyftet med åtgärderna. Åtgärderna har även inneburit en förstärkning av djupförsvaret för samtliga anläggningar. En annan säkerhetsmässig konsekvens av åtgärderna än de rent fysiska förändringarna av stationerna är den förhöjda 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.

Ringhals och Oskarshamn har gjort kvantitativa värderingar av genomförda och planerade åtgärder med hjälp av probabilistiska metoder. Den övervägande delen av åtgärderna är dock sådana att de ger en liten påverkan på den totala härdskadefrekvensen. 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 djupförsvaret. Vidare är det inte alla åtgärder som återspeglas i PSA-modellen och PSA som det används idag värderar inte heller ett haveris långtidsförlopp i form av vad som händer efter de första dygnet. Dessa faktorer bidrar till att en värdering med PSA inte ger hela svaret på den säkerhetsmässiga effekten av åtgärderna.



Den kvantifiering som Ringhals och Oskarshamn har genomfört visar, trots ovan angivna begränsningar, att härdskadefrekvenserna mer än halveras i Ringhals reaktorer och minskar med upp till två tredjedelar i Oskarshamns reaktorer.

Forsmark bedömer att bidraget till reduktion av härdskadefrekvensen 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 härdskadefrekvensen har uppnåtts.

Oskarshamn

Utvärderingen av Oskarshamn 1 visar att genomförda och planerade åtgärder inte påverkar härdskadefrekvensen. För Oskarshamn 2 minskar härdskadefrekvensen med två tredjedelar och för Oskarshamn 3 minskar den med en tredjedel. Att härdskadefrekvensen inte påverkas för Oskarshamn 1 beror på att de säkerhetsförbättrande åtgärderna inte har modellerats i rörbrottsmodellen samt att alla yttre störningar inte har analyserats. Detta gäller även Oskarshamn 2 och 3, men där finns andra åtgärder som kunnat kvantifieras med befintlig PSA-modell vilka påverkar resultatet.

Oskarshamn 1 genomförde en mycket omfattande säkerhetsmodernisering innan SSMFS 2008:17 trädde i kraft och OKG har bedömt att detta program har varit tillräckligt för att uppfylla stora delar av SSMFS 2008:17. Detta har gjort att de tillkommande åtgärderna har haft en förhållandevis liten omfattning och därmed är också nyttan av dem begränsad.

För Oskarshamn 2 påverkar följande åtgärder PSA-resultatet:

- Ny diversifierad resteffektkylkedja ska införas för att åstadkomma en oberoende kylkedja som kan ersätta ordinarie samt diversifierad värmesänka till havet genom att vattnet tas från kylvattenutloppet.
- Separation av el- och kontrollutrustning i olika brandceller samt andra separationsåtgärder avseende brand.
- Nya diversifierade vattenblåsande motorventiler i avblåsningssystemet med ny logik.

För Oskarshamn 3 påverkar följande åtgärder PSA-resultatet:

- Diversifierad resteffektkylning via system för kylning av avställd reaktor.
- Inkoppling av gasturbiner genom ny logik (åtgärden finns inte med i övergångsbesluten).



Ringhals

För Ringhals 1 påverkar följande åtgärder PSA-resultatet:

- Modernisering av reaktorskyddssystemet har införts för att höja tålligheten mot enkelfel, motverka uppkomst av fel med gemensam orsak, förbättra fysisk och funktionell separation och som ska vara dimensionerat för att motstå händelser som uppkommer utanför eller inne i anläggningen.
- Ny resteffektkylkedja är införd som ska vara tålig mot enkelfel, motverka uppkomst av fel med gemensam orsak, ha tillräcklig fysisk och funktionell separation och är dimensionerad för att motstå händelser som uppkommer utanför eller inne i anläggningen.

För Ringhals 2 påverkar följande åtgärder PSA-resultatet:

- Passiva vätgasrekombinatorer för hantering av händelser vid svåra haverier har installerats i inneslutningen.
- Utbyte av kontrollutrustning har genomförts. Åtgärden har förbättrat brandseparationen i relä- och kabelrum för likspänning.
- Förstärkt hjälpmatarvattensystem har PSA-värderats och ger en stor riskreduktion. Den slutliga utformningen är inte fastställd. Åtgärden har identifierats genom analys för att visa att säkerhetsfunktionerna är diversifierade för alla händelser vid alla driftlägen.

För Ringhals 3 och 4 påverkar följande åtgärder PSA-resultatet:

- Passiva vätgasrekombinatorer för hantering av händelser vid svåra haverier har installerats i inneslutningen.
- Ett nytt brandsläckningssystem har installerats i relärum för att minska risken för att brand skall sprida sig.
- Kompenserande åtgärder för bristande separation i rummen.

2.4. Krav på oberoende härdsnödkylning

När dåvarande Statens kärnkraftinspektion i början av 2000-talet arbetade med att ta fram föreskrifter om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer SKIFS 2004:2, numera SSMFS2008:17, diskuterades möjligheten att vid ett 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 reaktortanken i svenska reaktorer 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 resultat från de senaste årens säkerhetsanalyser samt forsknings- och utvecklingsprojekt, att risken för härdsfälta skulle minska vid ett allvarligt haveri genom att spädmattning skulle kunna ske helt oberoende av

övriga nödkylningssystem. Om en härdsmlta 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 härdsmlta i reaktortryckkärlet. Den föreslagna åtgärden skulle innebära en betydande förstärkning av djupförsvaret genom att minska sannolikheten för härdsmlta och tankgenomsmältning, åtminstone för haveriscenario med totalt bortfall av alla icke batterisäkrade nät.

Explicita krav på oberoende extern vattenkälla fördes dock inte in i SKIFS 2004:2, utöver de mer allmänna krav som bland annat gäller diversifiering. SKI bedömde att ytterligare utredning var nödvändig.

I SSMS 2008:17 finns bestämmelser som indirekt stödjer krav på oberoende spädmatning. Dessa bestämmelser gäller i första hand de konstruktionsprinciper som ska tillämpas i den omfattning som är möjligt och rimligt vid utformning av en kärnkraftsreaktor, nämligen:

- Krav på enkelhet och tålighet i uppbyggnaden av säkerhetssystemen.
- Krav på redundans, inklusive diversifiering samt fysisk och funktionell separation i uppbyggnaden av säkerhetsfunktionerna.
- Krav på automatisk styrning eller passiv funktion vid nödvändiga aktiveringar och driftomläggningar av säkerhetsfunktionerna.
- Krav på att fel i driftklassad utrustning inte får påverka funktionen hos utrustning med säkerhetsfunktion.

Vidare finns det krav på att rimliga tekniska och administrativa åtgärder ska vidtas vid konstruktion, tillverkning, installation, drift och underhåll av säkerhetssystem för att motverka uppkomst fel med gemensam orsak.

Ovannämnda utredning [8] omfattade en sammanställning och värdering av kunskapsläget om möjligheter och begränsningar att minska risken för en härdsmlta och genomsmältning av reaktortryckkärlet genom ett system för oberoende tillförsel av vatten från en vattenkälla utanför reaktorinneslutningen. Systemets uppgift skulle vara att förstärka djupförsvaret då andra delar av djupförsvaret successivt faller bort på grund av oförutsedda och/eller komplexa händelseförlopp. Utredningen studerade huvudsakligen haveriscenario totalt bortfall av alla icke batterisäkrade nät och andra scenarier som kan påverka förmåga att kyla härden med ordinarie säkerhetssystem.

Utredningen visade bland annat att:

- Ett oberoende system för tillförsel av vatten till reaktortanken från en vattenkälla utanför reaktorinneslutningen ger signifikant minsk-



ning av risken för härdsmälta och därigenom risken för tankgenomsmältning vid bortfall av ordinarie spädmatning.

- 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.

Utgående från utredningens slutsatser och överväganden samt bestämmelserna i SSMFS 2008:17 föreslog utredningen att SSM ska ställa bland annat följande krav på åtgärder för respektive reaktor:

- Ett oberoende system ska finnas för vattentillförsel till reaktortanken och eventuellt till ånggeneratorernas sekundärsida i tryckvattenreaktorer. Systemet ska ha oberoende kraftmatning, extern vattenkälla och oberoende instrumenterings- och kontrollsystem. Vidare ska systemet ha sådana oberoende funktioner och/eller komponenter, till exempel skalventiler, som krävs för att systemet ska kunna fullfölja sina uppgifter oberoende av ordinarie spädmatningssystem.
- Systemet ska vara en förstärkning av djupförsvaret som ska ta vid då andra delar av djupförsvaret successivt faller bort på grund av oförutsedda och/eller komplexa händelseförlopp.

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, se vidare avsnitt 5.

2.5. Slutsats

SSMFS 2008:17 innebär på flera områden en skärpning och utvidgning av befintliga regler. På andra områden befäster föreskrifterna befintliga principer som tillämpats vid konstruktionen av reaktorerna samt vid senare anläggningsändringar. Sammantaget har föreskrifterna medfört behov av en mängd säkerhetshöjande åtgärder i de svenska reaktorerna. Fram till den 30 juni 2012 hade c:a 60 % av dessa genomförts, vilket inneburit en påtaglig förbättring av reaktorsäkerheten. Samtidigt har de åtgärdsplaner som SKI



beslutat om drabbats av förseningar och både SKI och SSM har godkänt ett antal senareläggningar. Åtgärdsplanerna spände ursprungligen över en period från 2005 till och med utgången av 2013. Som längst har åtgärder framskjutits till 2015.

Mot bakgrund av dessa förseningar har SSM 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.

Oskarshamn 2 har störst moderniseringsbehov eftersom den trots att den är en av de äldre kärnkraftsreaktorerna inte sedan tidigare har genomgått några omfattande moderniseringar, vilket gör att det är högst angeläget att genomföra åtgärderna. Merparten av åtgärderna planerar man att genomföra som ett projekt. Detta är dock försenat och OKG har ansökt om att få senarelägga genomförandet till 2014. SSM har ännu inte tagit ställning till ansökan.

Generellt bedömer SSM att de åtgärder som har genomförts eller kommer att genomföras förbättrar säkerheten. 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. I vissa fall kan dock kompletteringar komma att behövas, både av säkerhetsredovisningen och rent fysiska åtgärder.

I flera fall är tillståndshavarnas beskrivning 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. 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 den omfattande moderniseringen som genomförts, har uppnått en högre grad av diversifiering. SSM kommer ställa krav på tillståndshavarna att utveckla säkerhetsredovisningens beskrivning av tillämpning av SSMFS 2008:17, bland annat som grund för att avgöra vilka fysiska åtgärder som är rimliga för att motverka uppkomst av fel med gemensam orsak.

De analyser som Ringhals och Oskarshamn har genomfört visar att genomförda och återstående åtgärder medför att härskadefrekvenserna mer än halverats i Ringhals reaktorer och minskat med upp till två tredjedelar i Oskarshamns reaktorer. Forsmark har inte gjort någon probabilistisk säkerhetsanalys men SSM bedömer att åtgärderna i Forsmark medför en minskning av härskadefrekvensen i samma storleksordning som den som erhålls i

Ringhals och Orskarshamn. Åtgärdsomfattningen är dock något mindre i Forsmark.

Installation av ett system för oberoende spädmatning av reaktortanken är en åtgärd som diskuterades i samband med framtagandet av SSMFS 2008:17. Den kunde redan då ha setts som en åtgärd som följer av föreskrifterna, men av olika skäl behövde SSM genomföra en utredning kring behovet och utformningen av åtgärden. 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.

3. Krav på säkerhetsförbättringar och moderniseringsåtgärder i andra länder

Inom ramen för denna utredning har en genomgång gjorts av moderniseringar och säkerhetsförbättringar av kärnkraftverk i ett antal länder. Syftet har varit att identifiera säkerhetsförbättringar som även kan vara aktuella att genomföra i svenska kärnkraftverk. Dessa är antingen åtgärder som inte följer av kraven i SSMFS 2008:17 alternativt åtgärder som inte identifierats i samband med tillämpningen av kraven i SSMFS 2008:17.

SSM:s genomgång av säkerhetsförbättringar i andra länder består av två delar. Den första delen utgörs av en jämförelse av de svenska kraven på konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer med motsvarande internationella krav och standarder. Den andra delen utgörs av en sammanställning av de säkerhetsförbättringar som genomförts i ett antal länder.

3.1. Jämförelse mellan svenska och internationella regelverk

Den jämförelse som genomförts av de svenska kraven på konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer med internationella krav och standarder är dokumenterad i [7]. Jämförelsen avser i första hand de svenska kraven enligt SSMFS 2008:17 och dessa jämförs med motsvarande krav i Finland, Storbritannien, Kanada och USA. Därtill görs en jämförelse med IAEA:s standarder avseende motsvarande krav.



Andra länders krav

Strukturen för krav gällande konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer varierar mellan olika länder och är bland annat en följd av de befogenheter som respektive lands tillsynsmyndighet har samt ländernas politiska system och förvaltningsstruktur. Likaså varierar kravens innehållsmässiga omfattning länderna emellan och utformandet av kraven bör på liknande sätt som för strukturen ställas i relation till ländernas politiska system, deras förvaltningsstruktur samt även de kulturella skillnader som råder.

Av den övergripande genomgång av respektive lands regelverk som genomförts inom ramen för denna utredning framgår att de svenska kravens textmässiga omfattning skiljer sig från övriga länders. De svenska kraven är betydligt mer kortfattat uttryckta, detaljeringsgraden betydligt lägre och kraven mindre tydliga och specifika.

Trots detta har de svenska målinriktade kraven visat sig vara förhållandevis ändamålsenliga och uppfyller internationella krav och säkerhetsstandarder. Ett skäl till detta är att tillståndshavarna är skyldiga att fortlöpande ta tillvara erfarenheter av betydelse för säkerheten i den egna kärntekniska verksamheten och från liknande sådana. Detta innebär bland annat att tillståndshavarna ska ta till vara de erfarenheter som ligger till grund för internationella standarder och därmed även standarderna i sig, då det bedöms relevant. Det samma kan i princip gälla andra nationers krav.

Sveriges målinriktade och förhållandevis generella krav har inneburit att tillståndshavarna har behövt uttolka kraven och i detta sammanhang har internationella standarder och andra nationers krav utgjort en av grunderna. Bland annat kan nämnas att redan i samband med konstruktion och uppförande av de svenska reaktorerna hade de amerikanska kraven en central roll.

Även om de svenska kraven har fyllt sitt syfte så finns det skäl att precisera dem. Det skulle minska tolkningsutrymmet och därmed ökar förutsägbarheten i kontakterna mellan tillståndshavare och myndighet. Det skulle underlätta för tillståndshavaren att uppfylla kraven och för myndigheten att utöva tillsyn. Vidare har dessa förhållanden koppling till rättstrygghetsaspekter.

Som inspiration i arbete med att utveckla och precisera kraven kan det kanadensiska regelverket, de brittiska guiderna och IAEA:s säkerhetsstandarder fungera. Detta eftersom länderna och organisationen, i likhet med Sverige, använder sig av målinriktade krav.

Jämförelsen av ländernas krav på konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer visar på de väsentliga skillnader som finns vad gäller att ställa nya krav på gamla anläggningar med syfte att modernisera anläggningarna. De flesta studerade länder har dock i likhet med Sverige valt att ge tillsynsmyndigheten



digheten denna möjlighet. Nya krav ställs ofta i form av nya föreskrifter, vilket ibland medför att ett och samma krav resulterar i olika åtgärder i olika anläggningar, orsakat av att anläggningarna ser olika ut och att den lämpliga åtgärden för att uppnå ett visst mål därmed kan vara olika.

Alla studerade länder samt IAEA ger råd om tillämpning av kraven för att antingen vägleda myndighetens inspektörer och utredare, och/eller tillståndshavare och tillståndssökanden. Genomgången visar att de studerade ländernas råd eller guider är mer utvecklade än de svenska. Det kan finnas skäl att utveckla de allmänna råd som SSM publicerar avseende tillämpningen av SSM:s föreskrifter. Mer utvecklade och detaljerade råd, på samma sätt som utvecklade föreskrifter, bör bidra till en mer enhetlig tolkning av kraven, underlätta implementering samt ge en effektivare tillsyn.

Så som nämns ovan så kravställs vissa områden mer detaljerat i de studerade länderna samt inom IAEA, än vad som görs i Sverige. Detta gäller bland annat:

- Åldring och förlängning av drifttillstånd,
- kärnkraftverkets förlägningsplats,
- uppförande och idrifttagning av ett kärnkraftverk,
- mänskliga faktorer (inkl. säkerhetskultur), samt
- säkerhetsforskning och drifterfarenheter.

Vidare återfinns tydligare krav gällande:

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

WENRA:s referensnivåer

WENRA:s referensnivåer har legat till grund för de ändringar av föreskrifterna inom SSMFS 2008:1 som genomförts under 2011 och pågående föreskriftöversyn avser att på liknande sätt beakta referensnivåerna och inarbeta dessa i den svenska kraven. Detta har bland annat medfört att de 18 huvudområden som utgör grunden för referensnivåerna är tydligt spårbara i det svenska regelverket.

Den huvudsakliga skillnaden mellan de svenska kraven och referensnivåerna är detaljeringsgraden. WENRA:s referensnivåer är betydligt mer preciserade än motsvarande svenska krav. Skillnaden medför att referensnivåerna kan uppfattas som tydligare än de svenska kraven och ger mindre utrymme för tolkning. Detta gäller framför allt områdena åldring, probabilistisk säkerhetsanalys och brandskydd, där de befintliga svenska kraven är på en så



övergripande nivå att det är svårt att bedöma huruvida referensnivån verkligen uppfylls.

WENRA:s säkerhetsmål

WENRA:s säkerhetsmål med tillhörande vägledningen och förtydliganden, återfinns till stora delar i de svenska kraven, men säkerhetsmålen går generellt något längre avseende precisering.

Av de skillnader som identifierats mellan de svenska kraven och säkerhetsmålen har följande noterats:

- WENRA har satt upp ett säkerhetsmål för nya reaktorer som innebär att härdskadefrekvensen för nya reaktorer bör understiga 1E-5/år. SSM har idag inte något kriterium för acceptabel härdskadefrekvens, vilket är ett medvetet val. SSM:s inställning är att ett sådant kriterium inte heller i framtiden ska vara del av föreskrifterna. Dock finns ett svenskt kriterium för utsläppsfrekvens som regeringen använder för att precisera den tillförlitlighet som de svenska haverifiltren ska ha.
- Säkerhetsmålen tar upp krav på förläggningsplats. I det svenska regelverket är kraven på förläggningsplatsen inte lika utförliga och definieras till störst del av miljöbalken, vilken har ett annat fokus än det som ges i säkerhetsmålen. Olyckan i Fukushima Dai-ichi demonstrerade vikten av val av förläggningsplats, vilket gör det angeläget att utveckla kraven avseende förläggningsplatsen inför en eventuell nybyggnation av kärnkraftreaktorer. Dock är det även utan beaktande av nybyggnation rimligt att ser över de svenska kraven med avsikt att skapa en harmonisering med internationell standard och identifiera behov av ytterligare säkerhetsförbättringar.
- Flera av säkerhetsmålen tar upp krav gällande anläggningens layout. Motsvarande krav återfinns inte tydligt i de svenska kraven men bedöms vara väsentliga vid om- och nybyggnation för att minska personaldoser, möjliggöra framtida säkerhetsförbättringar och skapa förutsättningar för utförligare inspektioner och provning samt möjliggöra ett effektivare underhåll. Vid modifieringar av befintliga anläggningar bedöms denna aspekt vara relevant och det framstår som rimligt att föreslå att en översyn av kraven på anläggningslayout sker för att tydligare harmonisera dessa med internationell standard.
- Kraven på oberoende inom djupförsvaret som återges i säkerhetsmålen uttrycks i de svenska kraven men inte lika specificerat.
- Säkerhetsmålen avseende gränssnittet mellan kärnsäkerhet och fysiskt skydd är inte lika tydligt i de svenska kraven. Av flera skäl bedöms detta vara 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 säkerhets- och fysiskt skydds-aspekter. Det förefaller rimligt att göra en översyn av kraven inom detta område.

- Vägledningen till säkerhetsmålen anger att man bör arbeta för att öka marginaler. De svenska föreskrifterna anger att man kontinuerligt ska utveckla säkerheten och implementera säkerhetsförbättringar. Detta bedöms medföra att intentionen med vägledningen till säkerhetsmålet är uppfyllt inom de svenska kraven även om man inte uttryckligen refererar till marginaler.
- Vägledningen till säkerhetsmålen tar upp hantering av åldringseffekter. Detta område behandlas begränsat i de svenska kraven men kommer att föreslås bli förstärkta till följd av bland annat de utredningar som gjorts inom ramen för delprojekt 2 i regeringsuppdraget M2010/2046/MK.
- Vägledningen till och framförallt förtydligandet av säkerhetsmålen tar upp begreppen evakueringszon och skyddszon. Dessa begrepp saknar direkta motsvarigheter i den svenska beredskapsstrategin där man endast talar om inre beredskapszon och zon för strålningsmätning. Den inre beredskapszonen motsvarar närmast en kombination av de två begreppen, evakueringszon och skyddszon. Det framstår som rimligt att man från svensk sida ser över eventuellt behov av att uppdatera strategin för beredskap utifrån säkerhetsmålen och utreder betydelse och säkerhetsnytta av den föreslagna zonindelningen.

Säkerhetsmålen tar upp yttre händelser⁴ och specifikt flygplanskrascher av stora flygplan ur både ett olycks- och ett säkerhetsskyddsperspektiv. I de svenska kraven skiljer man tydligt på antagonistiska händelser respektive olyckor och naturfenomen vilket medför att vissa skillnader mellan de svenska kraven och säkerhetsmålen kan identifieras. Denna skillnad bedöms dock inte medföra några väsentliga skillnader i praktiken och det framstår därmed inte heller som om det finns behov av uppdateringar av de svenska kraven till följd av dessa skillnader.

⁴ Yttre händelser avser händelser som kan uppkomma utanför anläggningen och kan påverka anläggningens säkerhet. Yttre händelser innefattar bland annat naturfenomen, kemiska och biologiska utsläpp i närregion, explosioner i närregion, flygplanskrascher samt händelser på det yttre elkraftnätet.

3.2. Säkerhetsförbättringar genomförda i europeiska kärnkraftsreaktorer

Nedan följer en sammanställning av de säkerhetsförbättringar som genomförts i Finland, Frankrike, Schweiz och Tyskland. En mer utförlig redovisning återfinns i [7].

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 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.

Flertalet av de identifierade säkerhetsförbättringar som studerats inom 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 tidigare genomförts på svenska reaktorer. Det förefaller dock som om man i de studerade länderna generellt sett har arbetat mer än vad som är gjort i svenska vad gäller möjlighet att hantera naturfenomen och andra händelser som kan uppkomma inom och utanför anläggningen (jordbävning, översvämning, brand, störningar i elkraftnätet inkl. ”station blackout”, etc.). Vidare identifieras vid genomgången säkerhetsförbättringar gällande oberoende kylning av härden i ett långtidsförlopp, åldring, möjlighet att vid beroende fel i primärpumparnas elmatning förse huvudcirkulationspumparnas tätningar med vatten, samt bränslebassängernas kylning och integritet.

I samband med stresstesterna har emellertid de säkerhetsförbättringar som genomförts i de andra länderna kunnat belysas och inarbetas i de svenska åtgärdsplanerna för stresstesterna. Det bedöms dock som rimligt att se över de svenska föreskrifterna för att utveckla relevanta krav utifrån de behov som återspeglas i form av identifierade brister i resultatet från stresstesterna

samt i form av åtgärder inom de svenska åtgärdsplanerna till följd av stress-testerna. En sådan översyn bör speciellt beakta de säkerhetsförbättringar som identifierats i denna utredning och som anges i stycket ovan.

3.3. Slutsats

Syftet med genomgången av moderniseringar och säkerhetsförbättringar av kärnkraftverk i ett antal länder har varit att identifiera säkerhetsförbättringar som kan vara aktuella att genomföra i svenska kärnkraftverk. Jämförelsen har utgjorts av två delar; dels en jämförelse av krav och standarder som berör konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer, dels en sammanställning av åtgärder som genomförts i ett antal länder. Det senare utgör indirekt en jämförelse med svenska förhållanden eftersom sammanställningen avser åtgärder som inte genomförts på svenska anläggningar och heller inte funnits med i den ursprungliga reaktordesignen.

Skälet till att moderniseringar och säkerhetsförbättringar genomförs är i allmänhet att landets tillsynsmyndighet ställer krav på säkerheten som innebär att åtgärder blir nödvändiga. Dessa krav ställs i allmänhet i form av föreskrifter, men kan även utgöra enskilda tillståndsbeslut som tar stöd i lagstiftning och föreskrifter. Detta gör att den nu genomförda jämförelsen av kraven respektive åtgärder i anläggningarna i stor utsträckning avser samma säkerhetsfrågor och har samma mål.

Den genomförda jämförelsen har inte identifierat någon säkerhetsförbättring i andra länders kärnkraftsreaktorer som kan vara aktuella att genomföra i svenska anläggningar. En orsak till detta är säkert det internationella samarbete och utbyte som bedrivs på både myndighetssidan och mellan tillståndshavare, och som del av detta den omfattande erfarenhetsåterföring som bedrivs.

Jämförelsen av krav och standarder visar på desto större skillnader mellan nationer och organisationer. Huruvida dessa skillnader utgör skillnad i kravställande eller inte är lite av en definitionsfråga. Skillnaderna avser kravens omfattning och detaljeringsgrad, hur långt man gått i uttolkning av de övergripande kraven och i viken utsträckning dessa uttolkningar återfinns som föreskrifter eller som guider och allmänna råd till kraven. USA utgör en ytterlighet med mycket detaljerade krav och guider för uttolkningen av kraven. Sverige är det land bland de jämförda som har de mest kortfattat uttryckta kraven och därmed den lägsta detaljeringsgraden.

Trots den låga detaljeringsgraden har de svenska målinriktade kraven visat sig vara förhållandevis ändamålsenliga och uppfyller internationella krav och säkerhetsstandarder. Ett skäl till detta är just den ovan nämnda erfarenhetsåterföringen som SSM ställer krav på och som bland annat innebär att tillståndshavarna ska ta tillvara de erfarenheter som ligger till grund för in-



ternationella standarder och därmed även standarderna i sig, då det bedöms relevant. Detsamma kan i princip gälla andra nationers krav. Som exempel kan nämnas att då de svenska reaktorerna konstruerades och uppförades hade de amerikanska kraven en central roll.

Även om de svenska kraven har fyllt sitt syfte så finns det skäl att precisera dem. Det skulle minska tolkningsutrymmet och därmed ökar förutsägbarheten i kontakterna mellan tillståndshavare och myndighet. Det skulle underlätta för tillståndshavaren att uppfylla kraven och för myndigheten att utöva tillsyn. Vidare har dessa förhållanden koppling till rättstrygghetsaspekter.

Under avsnitt 3.1 nämns ett antal områden som kan vara värda särskild uppmärksamhet i ett arbete med att precisera SSM:s föreskrifter och allmänna råd. Utredningen har dock inte funnit något exempel bland andra länders krav som skulle leda till fysiska åtgärder i de svenska anläggningarna.

Under avsnitt 3.1 redovisas också jämförelsen med de säkerhetsmål för nya reaktorer som WENRA tagit fram. Även slutsatserna från denna jämförelse pekar på behov av komplettering och precisering av krav som kan resultera i behov av analys. Det rör bland annat krav på förläggningsplats för kärnkraftreaktorer, anläggningslayout, gränssnittet mellan kärnsäkerhet och fysiskt skydd, hanteringen av säkerhetsmarginaler och flygplanskrasch.

4. 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. 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 lagring av använt kärnbränsle.

Europeiska ministerrådet förklarade den 24 och 25 mars 2011, efter ett extraordinärt möte, att medlemsstaterna är beredda att inleda en översyn av säkerheten vid kärnanläggningar genom en samlad risk- och säkerhetsbedömning ("stresstest") av EU:s reaktorer. Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) utarbetade sedan, med bland annat experter från SSM, förslag till specifikation för testernas omfattning och inriktning. Inom European Nuclear Safety Regulator Group (ENSREG) kom man därefter överens om en gemensam specifikation för stresstesterna.

Den 12 maj beslutade regeringen om ett uppdrag till SSM som bland annat omfattar att lämna en samlad redovisning av de stresstester av berörda



svenska kärntekniska anläggningar som skulle genomföras med utgångspunkt från EU:s specifikation. Redovisningen till regeringen skulle göras senast den 31 oktober 2012 samlat ihop med övriga uppgifter inom regeringsuppdraget om långsiktig kärnsäkerhet av den 8 april 2010 (M2010/2046/Mk).

Den 25 maj 2011 beslutade SSM, med bl.a. hänvisning till överenskommelsen, att de svenska kärnkraftverken och Clab skulle genomföra förnyade säkerhetsvärderingar 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 haveriflöpp under antagande om omfattande förstörelse av omgivande infrastruktur och med radioaktiv kontamination på förläggningsplatsen.

Den 31 oktober 2011 redovisade tillståndshavarna resultaten av sina stresstester och den 15 december 2011 gjorde SSM en delredovisning till regeringen avseende stresstesterna. Denna delredovisning beskriver övergripande resultatet av de svenska stresstesterna samt myndighetens preliminära bedömning av detta arbete.

Den 29 december 2011 lämnades den svenska nationalrapporten för stresstesterna in till ENSREG.

Våren 2012 genomfördes europeisk oberoende granskning av resultatet från samtliga länder, vilka förbundit sig att genomföra stresstester i enlighet med EU:s specifikation, nationalrapporter. Den 26 april 2012 fasställdes granskningsrapporterna från den europeiska oberoende granskningen. I samband med publiceringen av rapporterna gjordes även ett utlåtande från ENSREG avseende resultatet av stresstesterna samt planerad uppföljning av resultatet från stresstesterna [11].

Den 1 augusti publicerades ett utkast till ENSREG:s plan för uppföljning av stresstesterna [13]. 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 under det extra granskningsmötet till kärnsäkerhetskonventionen i augusti 2012. Därutöver framgår att ENSREG kommer att genomföra kompletterande granskningsbesök vid ett antal europeiska kärnkraftverk. I ENSREG:s åtgärdsplan berörs även nationell beredskap vilket inte ingått i de europeiska stresstester och ett antal aktiviteter för att stärka den nationella beredskapen föreslås. ENSREG avser att fastställa dokumentet under hösten 2012.

4.1. Stresstester av svenska kärnkraftreaktorer

Syftet med säkerhetsutvärderingarna var att i ljuset av Fukushima, dels studera huruvida befintliga säkerhetsanalyser för kärnkraftverken fortfarande var giltiga eller om kompletteringar behövs för att konstruktionskraven som gäller för anläggningarna ska vara uppfyllda, och dels utvärdera allvarligare förhållanden än de som beaktats vid utformningen och inom konstruktionen av kärnkraftanläggningarna. Vid dessa studier belystes och utvärderades säkerhetsmarginaler och tröskeeffekter för att bedöma robustheten hos kärnkraftanläggningarna samt 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 kan finnas behov av att stärka säkerheten ytterligare. Många av de förbättringsbehov som identifierats innebär att tidigare analyser behöver kompletteras eller att nya behöver genomföras 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, exempelvis installation av utrustning eller förbättrad haverihantering genom att tillföra mer resurser och/eller fastställa nya rutiner. Även sådana åtgärder fordrar ytterligare analyser som grund för utformning och implementering.

SSM:s bedömning av stresstesterna

SSM:s bedömning av tillståndshavarnas säkerhetsutvärderingar är att dessa i huvudsak är utförda enligt den specifikation som ENSREG presenterat i maj 2011[9] och att analysernas och bedömningarnas omfattning och djup i stort stämmer överens med den nivå som beskrivs i ENSREG:s specifikation.

Säkerhetsutvärderingarna utfördes dels för att utvärdera befintliga anläggningars robusthet och dels för att identifieras eventuella behov av ytterligare säkerhetsförbättringar i form av åtgärder eller vidare utredningar och analyser. SSM:s bedömning är att tillståndshavarnas säkerhetsutvärderingar har inneburit att man identifierat ett antal säkerhetsförbättringar som kommer att ytterligare kunna stärka säkerheten hos de svenska kärnkraftverken. SSM:s har dock identifierat ett flertal säkerhetsförbättringar utöver de som identifierats av tillståndshavarna. Därutöver har SSM funnit luckor i säkerhetsutvärderingarna som kan betraktas som avvikelser från ENSREG:s specifikation.

Säkerhetsutvärderingarna har 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. Detta kommer ske via anläggningsspecifika beslut som baseras på upprättade åtgärdsplaner, vilka utarbetats av tillståndshavarna och granskats



av SSM hösten 2012. SSM avser att fatta dessa beslut våren 2013. 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 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 inom någon av de svenska kärnkraftsanläggningarna så bör haverisystem kunna erbjuda en möjlighet att 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 erbjuder en möjlighet att avge 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 Forsmark och Ringhals gäller dessutom att en mer detaljerad analys behöver genomföras för jordbävningssinducerad översvämning.

Översvämning

Alla kärnkraftverk klarar en 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 översvämningssfenomen.

Extrema väderförhållanden

Säkerhetsutvärderingarna visar att kärnkraftsanläggningarna har god tålighet mot de förhållanden som kan uppkomma vid anläggningarna till följd av olika extrema väder. Av säkerhetsutvärderingarna framkommer emellertid att det finns ett antal områden som innehåller stora osäkerheter eller av an-



nan 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 förläggingsplatsen 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-sprinkler system, framför allt vid bortfall av el och bortfall av värmesänka eller en kombination av båda dessa händelser. Det konstateras dock att det finns osäkerheter i analyserna av de konsekvenslindrande systemens funktion och det bör säkerställas att dessa system klarar utdragna haveriförlopp samt alla de förhållanden som gäller vid de scenarier i vilka de krediteras. Det gäller exempelvis de förhållanden som uppstår om man antänder dessa system för att transportera värme från härden till atmosfären.

Bortfall av el

Vid alla svenska kärnkraftverk finns alternativ reservkraft i form av gasturbiner inom eller i nära anslutning till förläggingsplatsen. 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 endast 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 bör 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 man 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 för vissa reaktorer inom några dagar och det bör därför säkerställas att det finns tillräckligt på smörjolja på förläggingsplatsen.

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 verifierats för Ringhals 3 och 4, vilket 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.

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 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 bör man 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 haveriförloppen och därefter på ett lättillgängligt sätt kunna återladdas. Vid konstruktionen beaktades dock inte varken olyckor som påverkar flera reaktorer samtidigt eller allvarlig förödelse på förläggningsplatsen till följd av inträffade naturfenomen. För att säkerställa möjligheterna att övervaka och manövrera haverisystemen bör 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 man inte utförligt studerat risken för vätgasläckage till reaktorbyggnaden vilket inträffade vid reaktorerna i Fukushima Dai-ichi och man bör därför vidare utreda sådana risker. Vid dessa utredningar bör man framförallt utreda risker för vätgasansamlingar i reaktorbyggnaden samt behovet av ytterligare övervakning till stöd för operatörer. Därutöver bör vätgashantering i ett långtidsperspektiv beaktas.

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

Vid samband med en uppdatering av befintliga strategier för haverihantering bör även en djupare analys av haveriorganisationens uppbyggnad utföras för



att säkerställa att denna kan klara alla beaktade situationer och speciellt situationer då flera reaktorer är drabbade samtidigt. Ovanstående resultat redovisas mer i detalj i [6].

4.2. Stresstester av Clab

Anläggningen Clab, centralt mellanlager för använt kärnbränsle, är placerad invid östersjökusten på Simpevarpshalvön norr om Oskarshamn. Anläggningen drivs av Svensk kärnbränslehantering AB (SKB). På halvön finns även de tre kärnkraftsreaktorer som ägs och drivs av OKG AB.

Clab:s säkerhetsfunktioner 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 spädmätning 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 designad för samt att tillräcklig marginal finns i många situationer. Tankbara haveriförlopp på Clab är relativt långsamma, vilket ger organisationen rådrum för att vidta motåtgärder. Om flera händelser inträffar samtidigt som anläggningen befinner sig i ett ogynnsamt driftläge och motåtgärder inte är verksamma, kan emellertid inte mindre utsläpp av radioaktivitet uteslutas.

SSM:s bedömning av stresstesterna

SSM:s granskning visar att tillståndshavaren i huvudsak följt kraven i ENS-REG:s specifikation för stresstesterna.

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. SSM har förelagt SKB att utifrån dessa förbättringsområden redovisa planer för hur man kommer att ta omhand dessa. Planerna ska vara SSM tillhanda senast den 1 november 2012, varefter SSM kommer att granska dessa.

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 utvärderingen 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 bör man 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 att vidare analys av dessa sprickor fordras för att underbygga denna slutsats.

Haverihantering och beredskap

De idag förberedda åtgärderna i Clab:s haverihantering 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 samtidig påverkar närliggande kärnkraftverk har inte kunnat verifieras och bör därmed utredas vidare, speciellt med avseende på tillgången till räddningstjänstens resurser.

4.3. Resultatet från den internationella granskningen av europeiska stresstester

Resultatet från den oberoende internationella granskningen av de europeiska säkerhetsutvärderingarna fastställdes 26 april 2012 i dels en sammanfattande granskningsrapport för samtliga länder som förbundit sig att genomföra EU-stresstester [10], och dels i specifika granskningsrapporter från varje land.



I följande avsnitt summeras de rekommendationer som den oberoende internationella granskningen presenterade. En fullständig redovisning framgår av [6].

Det bör uppmärksammas att rekommendationerna är generella och behöver värderas utifrån varje lands förutsättningar (såsom exempelvis den geologiska placeringen av kärnkraftverken) och utifrån respektive reaktors design, för att bedöma vilka rekommendationer som är relevanta för respektive land och för respektive reaktor.

Rekommendationer till tillsynsmyndigheter och deras samarbetsorganisationer

Den oberoende internationella granskningen rekommenderar följande:

- Man 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.
- Man 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 ENSREG att belysa vikten av den återkommande helhetsbedömningen 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.
- Man rekommenderar tillsynsmyndigheter 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.
- Man rekommenderar tillsynsmyndigheter att säkerställa att säkerhetsförbättringar för att förebygga olyckor och begränsa eventuella konsekvenser av extrema naturfenomen implementeras. Sådana säkerhetsförbättringar kan exempelvis vara bunkersystem, instrumentering och kommunikationsutrustning, mobil utrustning skyddad mot extrema naturfenomen, beredskapscentraler skyddade mot extrema naturfenomen och kontamination, samt räddningspersonal med utrustning som snabbt kan finnas på plats och stötta vid långtidsförlopp.



Rekommendationer avseende de nationella åtgärdsplanerna

Den oberoende internationella granskningen rekommenderar de nationella tillsynsmyndigheterna att beakta ett antal säkerhetsaspekter vid sammanställningen av den nationella åtgärdsplan som varje land, enligt ENSREG:s plan för uppföljning av stresstesterna, ska ta fram under 2012, se avsnitt 6.5. Det rör sig om ett 40-tal säkerhetsaspekter som kan sammanfattas enligt följande:

- Lämpliga analysmetoder
- Naturfenomen att beakta
- Samtidiga händelser i olika reaktorer
- Miljökvalificering 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 internationella granskningen riktade vissa rekommendationer till Sverige i form av ett antal åtgärder som speciellt bör beaktas. Det kan dock noteras att många av dessa åtgärder finns bland de säkerhetsaspekter som man rekommenderar att Europas tillsynsmyndigheter generellt ska beakta vid sammanställningen av de nationella åtgärdsplanerna, enligt ovan. Bland de åtgärder som inte återfinns bland de ovanstående eller som har preciserats avseende svensk tillämpning kan nämnas:

- Utvärdera tillämpade analysmetoder och indata för jordbävning.
- Överväg att införa utförliga probabilistiska säkerhetsanalyser av yttre översvämning.
- Genomföra fördjupade analyser av extrema väderförhållanden enligt internationellt accepterad metodik.
- Förstärka 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.

4.4. Åtgärder som vidtagits vid de svenska kärnkraftverken

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 [6] presenteras de 60-talet åtgärder som genomförts eller planeras att vara genomförda den 31 oktober 2012, samt tillståndshavarens bedömning av hur respektive åtgärd påverkat säkerheten.

Säkerhetsbedömningar varierar mellan de olika tillståndshavarna till följd av olika definition på innebörden av begreppen ”säkerhet” och ”säkerhetsnytta”. Bland annat noteras att OKG Aktiebolag:s definition av begreppen ”säkerhet” och ”säkerhetsnytta” medfört att aktiviteter som genomförts med syfte att verifiera säkerhet och som inte orsakat någon ytterligare åtgärd, inte har bedömts medföra någon säkerhetsnytta.

De åtgärder som respektive tillståndshavare har genomfört den 31 oktober 2012 är av enklare karaktär, såsom uppdateringar av instruktioner, allmän kontroll av ordning och reda samt förberedande utredningar inför implementering av tekniska lösningar. Detta medför att den säkerhetsmässiga nyttan av åtgärderna ofta är begränsad och/eller svår att bedöma. Detta gör att SSM inte har genomfört någon utförlig granskning av de enskilda åtgärderna eller tillståndshavarnas bedömning av hur åtgärderna påverkar säkerheten.

Forsmark

Det kan konstateras att Forsmarks sammanställningar endast innehåller fysiska åtgärder och beskriver inte de analyser och utredningar som har genomförts eller påbörjats.

Åtgärderna baseras på arbetet inom det uppstartade projektet Forsmarks säkerhetshöjning (FOSH), där ett av delprojekten utreder vilka enklare åtgärder som är möjliga att genomföra på kort sikt för att öka möjligheten att förebygga en allvarlig händelse och även att stärka upp haverihanteringen.



Åtgärderna som genomförts är av enklare karaktär. Några större förnyelseåtgärder eller organisationsförändringar har inte utförts inom FKA fram till oktober 2012. De mer omfattande åtgärder som man planerar att genomföra längre fram redovisas i [6]. Exempel på åtgärder som genomförts är följande:

- Kontroll, provning och verifiering
- Upprättande av underlag för kommande tekniska uppdateringar
- Enklare mobil utrustning inköpt
 - Mobil belysning
 - Mobila batteriladdare
 - Mobil tryckluftskompressor
 - Pannlampor till kontrollrummen
 - Byggtork
- Uppdatering av instruktioner, rutiner och utbildning
- Förstärkning av de konsekvenslindrande systemen
- Förstärkning av brandstyrkans möjligheter att stötta vid svåra olyckor
- Avtal upprättade med företag och organisationer

Ringhals

Bland de förbättringsmöjligheter Ringhals identifierat finns dels åtgärder som är av enklare karaktär vilka kan införas utan vidare utredningar och dels åtgärder som måste utredas och projekteras innan genomförande. De mer omfattande åtgärderna som planeras genomföras längre fram redovisas i bilaga till referens 1. Exempel på åtgärder som vidtagits är följande:

- Kontroll, provning och verifiering
- Upprättande av underlag för kommande tekniska uppdateringar
- Enklare mobil utrustning inköpt
 - Mobil temporärt dieselaggregat
 - Pannlampor och stavlampor
- Uppdatering av instruktioner, rutiner och utbildning
- Uppdaterade analyser genomförda
- Förstärkning av brandstyrkans möjligheter att stötta vid svåra olyckor

Utöver de redovisade åtgärderna deltar RAB i och följer det internationella arbete och forskning som pågår inom olika forum till följd av händelsen i Fukushima.

RAB bedömer att de åtgärder som genomförts och planeras genomföras fram till och med oktober har en positiv inverkan på anläggningarnas strålsäkerhet, dock i begränsad omfattning då det än så länge rör sig om enklare åtgärder. Förutom de tekniska och organisatoriska åtgärder som genomförts har



även medvetenheten om anläggningarnas styrkor och svagheter för yttre händelser ökat i samband med det genomförda arbetet.

Oskarshamn

Bland de förbättringsmöjligheter som OKG identifierat finns dels åtgärder som är av enklare karaktär vilka kan införas utan vidare utredningar och dels åtgärder som måste utredas och projekteras innan genomförande. De mer omfattande åtgärderna som planeras genomföras längre fram redovisas i bilaga till referens 1. Exempel på åtgärder som vidtagits är följande:

- Kontroll, provning och verifiering
- Upprättande av underlag för kommande tekniska uppdateringar
- Uppdatering av instruktioner, rutiner och utbildning
- Uppdaterade analyser genomförda
- Avtal upprättade med företag och organisationer

De genomförda säkerhetsförbättringarna avser hantering av rekommendationer ifrån tillståndshavarnas internationella samarbetsorgan World Association of Nuclear Operators (WANO).

4.5. Åtgärder som planeras vid de svenska kärnkraftverken

Den 1 augusti fastställdes ENSREG:s plan för uppföljning av stresstesterna, *Action plan – Follow-up of the peer review of the stress tests performed on European nuclear power plants* [14]. Av denna framgår bland annat att varje land inom EU ska ta fram en nationell åtgärdsplan under 2012. Detta 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 under det extra granskningsmötet till kärnsäkerhetskonventionen i augusti 2012. Vidare har ENSREG under 2012 genomfört kompletterande granskningsbesök vid ett antal europeiska kärnkraftverk. I ENSREG:s åtgärdsplan berörs även nationell beredskap vilket inte ingått i EU:s stresstester och ett antal aktiviteter för att stärka den nationella beredskapen föreslås.

SSM förelade respektive tillståndshavare att den 15 september 2012 redovisa en åtgärdsplan för hantering av identifierade brister, vidtagande av nödvändiga åtgärder samt analys av säkerhetsfrågor och möjliga säkerhetsförbättringar. Av föreläggandet framgår att vid framtagandet av åtgärdsplanerna bör åtgärdernas säkerhetsbetydelse och komplexitet beaktas. SSM kommer att granska de inkomna åtgärdsplanerna under hösten 2012 avseende säkerhetsförbättringarnas omfattning och speciellt beakta hur åtgärderna bidrar till kravuppfyllnad, åtgärdsbeskrivningarnas detaljeringsgrad samt de utsatta tidsplanerna. Skulle granskningen identifiera behov av större kompletteringar eller revideringar så kommer detta begäras in av tillståndshavarna.



De granskade åtgärdsplanerna kommer att användas för att utveckla den nationella åtgärdsplan som SSM, enligt ENSREG:s action plan, ska ta fram under 2012. När den nationella åtgärdsplanen är fastställd och granskningen av tillståndshavarnas åtgärdsplaner är slutförd kommer SSM, baserat på planen och granskningsresultatet, förelägga tillståndshavarna att vidta nödvändiga åtgärder.

Kopplat till ovanstående kan nämnas att SSM sedan tidigare har planerat att revidera och komplettera föreskrifterna för konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer. I samband med detta utvecklingsarbete kommer resultaten av de förnyade säkerhetsvärderingarna (stresstesterna) och övrigt underlag som ska tas fram enligt regeringsuppdraget att utgöra en väsentlig grund.

I [6] beskrivs de åtgärdsplaner tillståndshavarna redovisade den 15 september 2012. Åtgärderna kan sammanfattas enligt följande:

Forsmark

1. Uppdatering av drift- och underhållsinstruktioner.
2. Analyser och utredningar avseende bl.a. händelser som jordbävning, högt vattenstånd, översvämning, extrema snömängder, isstormar, inklusive kombinationer av händelser och följdhändelser samt genomföra nödvändiga anläggningsändringar.
3. Förstärkning av elkraftförsörjningen från 70 kV, gasturbin och dieslar genom ökad tillgänglighet och minimerad hindertid samt utreda möjligheterna till större förstärkningar av reservkraftsen, såsom diversifiering av dieselsäkrat nät.
4. Diversifiering av härdsnödkylningen. Alternativ som nämns är hjälpkondensator, kombinationer av driftdieslar/turbiner och härdkylsystem, mobila lösningar, en enkel booster pump för att kunna pumpa in vatten i härden.
5. Förstärkning av tillgänglighet på havsvattenförsörjningen på Forsmark 1 och 2.
6. Förändrad haveriberedskapsorganisation som bl.a. ska vara anpassad till en situation med tre samtidigt drabbade reaktorer. Därtill utredningar av ett antal tekniska aspekter som är avgörande för haveriorganisationens utformning.
7. Återpumpning av vatten från haverifiltersystemet till kondensationsbassängen.



8. Utredning av de konsekvenslindrande systemens funktion vid ett utdraget haveriförlopp, bland annat avseende möjligheten till bortförsl av resteffekt via haverifiltersystemen.
9. Förstärkt vattentillförsel till bränslebassängerna.
10. Utredda behov av och kapacitet hos mobila lösningar.
11. Att identifiera vilken instrumentering som måste säkras med hänsyn till långvarigt spänningsbortfall. I detta ingår att ta fram en lösning för att säkerställa att rätt delar av organisationen får rätt information från instrumenteringen vid rätt tillfälle.

Ringhals

1. Mobil utrustning för att diversifiera funktioner och med beaktande av att flera reaktorer kan drabbas samtidigt.
2. Säkerställa byggnaders robusthet med hänsyn till bl.a. isstorm och kombinationer av naturfenomen
3. Kvalificera inneslutning och konsekvenslindrande system för mycket osannolika händelser.
4. Utökad batterikapacitet och förstärkt möjlighet att ladda dessa.
5. Tätningar för reaktorkylpumpar för att minska eller eliminera läckaget.
6. Stagnation av styrstavsledhus med hänsyn till jordbävningsrisker
7. Förstärkt möjlighet att tillföra vatten till bränslebassänger från utsidan och dessutom installera mätsystem för reglering av vattennivån.
8. Åtgärder som förhindrar att vatten tränger in i byggnader vid hög havsvattennivå.
9. Nya eller reviderade instruktioner avseende jordbävning, extrema väderförhållanden, påfyllning av dieselolja, återupprättande av elförsörjningen.
10. Övning av och instruktioner för haveriorganisationen avseende bl.a. händelser med flera reaktorer inblandade och störningar i infrastruktur.

Oskarshamn

1. Förstärka anläggningarnas skydd vid jordbävning avseende bl.a. analys av avlastningsledningar mellan reaktorinneslutning och skrubberbyggnad, brand förorsakat av jordbävning, bränsleförsörjningen till dieselaggregat.
2. Diversifiering av bränslebassängkyllningen.



3. Utvärdera möjligheterna att installera utrustning för att möjliggöra diversifierad kylning av kondensationsbassängen på Oskarshamn 3.
4. Installation av ytterligare en direkt driven dieselbrandvattenpump på Oskarshamn 1 och 2.
5. Utredning av fortsättningar för att med befintlig och/eller ny utrustning upprätthålla härdkylning vid långvarig förlust av anläggningens ordinarie elförsörjning och värmesänka samt eventuellt genomförande av lämpliga åtgärder.
6. Förstärka anläggningarnas skydd vid översvämning.
7. Förstärka anläggningarnas skydd vid extrema väderförhållanden avseende bl.a. isstormar, tillträddbarhet till anläggningsplatsen.
8. Förstärka anläggningarnas skydd vid långvarig förlust av elförsörjning och värmesänka avseende bl.a. automatisk inkoppling av gasturbinsäkrad elkraft till Oskarshamn 3, genomföra utredningar och eventuella åtgärder med avseende på att förlänga uthålligheten i det batterisäkrade systemet, tillgång till ytterligare ett mobilt dieselaggregat.
9. Förstärkt beredskap och förstärkning av förberedda åtgärder avseende bl.a. ansamling av vätgas i reaktorbyggnaden, samverkan mellan OKG och myndigheter vid brytpunkter och saneringsstationer utanför anläggningsplatsen, behov av skyddsutrustning för användning vid en omfattande evakuering.
10. Utredning av eventuellt negativa effekter av att Oskarshamn 1 och 2 har ett gemensamt haverifilter samt genomförande av eventuella åtgärder för att hantera dessa effekter.

4.6. Behov av utredningar och forskning till följd av Fukushima Dai-ichi-olyckan

Olyckan vid kärnkraftverket Fukushima Dai-ichi har lett till såväl stresstester som andra analyser och utvärderingar i många länder. SSM har gjort en genomgång av ett antal rapporter från utländska organisationer [15] - [26], för att bedöma om behov av mer långsiktiga åtgärder gör att vissa frågeställningar behöver utredas eller att det behöver bedrivas forskning, i Sverige eller i samarbete internationellt. Resultaten redovisas i promemoria [12] och mer kortfattat nedan.

Efter olyckan kom Japan relativt snabbt ut med en rapport till IAEA [15], vilken kompletterades några månader senare [16]. Japan publicerade sedan även en rapport till det extra kärnsäkerhetskonventionsmötet i augusti 2012 [17]. Även USNRC [18] och HSE [19] gav ut rapporter om erfarenheterna från Fukushima och diskuterar även nationella åtgärder i USA respektive



Storbritannien. I en rapport publicerad av ASME [20] diskuteras nya säkerhetskoncept där det betonas att landkontaminering av stora ytor inte är acceptabelt. Rapporten är dock inte inriktad på utredningar för existerade reaktorer. Stresstesterna inom EU sammanfattades av ENSREG [21][22]. En kortfattad sammanfattning av vad som bör följas upp av industrin genom den Teknologiska Plattformen SNETP (samarbetsform för kärnkraftsindustrin inom EU) ges i [23]. Än mer kortfattade är WENRA som diskuterar sina slutsatser och det fortsatta egna arbetet på två sidor [24]. Slutsatserna stämmer väl överens med ENSREG:s slutsatser. Ett viktigt underlag har utgjorts av det arbetet som seniora experter har gjort inom STG-FUKU (Senior Task Group – Fukushima) inom OECD/NEA. I detta arbete har viktig forskning som bör utföras rankats [25][26].

Slutligen har även dokumentationen från det extra ordinära kärnsäkerhetskonventionsmötet i augusti 2012 i Wien gått genom, dels en reserapport [28] och dels en ”Summary Report” [27].

Många av rapporterna tar upp samma förslag till fortsatta utredningar och eventuell forskning. I denna underlagsrapport redovisas därför inte relevanta delar av ovanstående rapporter var för sig, istället redovisas viktiga ämnesområden med referens till ovanstående rapporter.

Även resultaten från de genomförda stresstesterna och de därav föreslagna åtgärderna kan ge anledning till utredningar och forskning, vilket gör att även avsnitt 6.1-6.5 innehåller uppgifter som behöver beaktas i samband med planering av utredningsinsatser och forskningsaktiviteter.

Metoder för att definiera och utvärdera initiala händelser och metoder för att definiera konstruktionsstyrande kriterier

En viktig erfarenhet från olyckan i Fukushima var erfarenheten att en yttre händelse, i detta fall en jordbävning med en efterföljande tsunami ledde till ett haveri i flera anläggningar. Frågan är hur denna erfarenhet kommer att leda till en utveckling av metodiken för att definiera yttre händelser och i vilken utsträckning ett kärnkraftverk ska kunna motstå extrema händelser (undvika s.k. ”cliff-edge” effekter).

I ENSREG:s rapporter [21][22] konstateras att flera skillnader finns mellan de länder som deltog i de europeiska stresstesterna avseende hur naturkatastrofer värderas, metodik för att värdera risker och hantering av ”cliff-edge” effekter. ENSREG föreslår att WENRA arbetar med att utveckla riktlinjer för naturkatastrofer, inklusive jordbävning, översvämning och extremväder och dessutom utvecklar riktlinjer för värdering av marginaler bortom konstruktionsstyrande händelse och ”cliff-edge” effekter. ENSREG tar vidare upp att utrustning som är vital för haverihantering skulle kunna skyddas i en bunker och/eller kunna utgöras av mobil utrustning.



I STG-FUKU [25] tas frågan om initiala händelser och metoder upp ur flera aspekter:

- En värdering av nuvarande metoder för att bedöma inre och yttre händelser och ha som mål att utveckla en ”bästa modell” för hur möjliga initierande händelser ska kategoriseras.
- Kan nuvarande metoder utvecklas för att identifiera potentiellt viktiga konsekvenser till följd av naturkatastrofer och dessutom ge svar på om konstruktionsprinciperna kan klara sådana händelser.
- Kan nuvarande metoder för att utvärdera potentiellt viktiga konsekvenser av naturkatastrofer indikera möjligheter att med nya konstruktionsprinciper kunna klara sådana händelser.
- Vilka externa händelser har identifierats och vilka följdändelser i samband med denna händelse?
- Vilka händelser kan inte tolereras oavsett sannolikhet?
- Kan metoderna för att förutsäga konstruktionsstyrande yttre händelser utvecklas?

NRC [18] påpekar risken för att en brand uppstår i samband med en jordbävning, vilket inträffade i jordbävningen nära Kashiwazaki-Kariwa 2007. Även översvämning i anläggningen orsakad av jordbävning tas upp.

Att utveckla metoderna för att definiera yttre händelser och metoderna för att definiera konstruktionsstyrande händelser innebär ett betydande arbete. Med all sannolikhet kommer WENRA påbörja ett arbete som SSM avser att delta i. Det är även sannolikt att arbetsgruppen OECD/NEA/CSNI WGRISK kommer att arbeta med denna fråga, även i detta arbete avser SSM att delta.

Utvärdering och eventuell utveckling av djupförvarsprincipen

CSNI har med anledning av [25][26] beslutats att en Task Group ska arbeta med hur eltillgängligheten kan göras mer robust. Detta är en fristående fortsättning av det så kallade DIDEISYS-projektet, och tanken är att man ska ha ett bredare perspektiv än i DIDEISYS (som föranleddes av incidenten i Forsmark 2006 och tittade på tåligheten av elsystemet mot spänningsspikar). SSM avser att följa detta projekt, som håller på att tas fram.

Även hur kraftverken ska hantera långvarigt bortfall av säkerhetssystem som värmesänka (ultimate heat sink) måste utvärderas. Frågan om hur härdkylning och kylning av bränslebassängen ska kunna bibehållas nämns i flera rapporter [16][19][21][23][26]. Eventuellt kommer CSNI starta ett projekt som undersöker detta, men en sådan undersökning måste kompletteras för att även gälla svenska reaktorer.



Kunskap om haveriförlopp

Det finns anledning för SSM att följa upp hur väl de koder som SSM (KTH, Chalmers) använder för att beräkna haveriförlopp ger resultat som är förenliga eller överensstämmer med haveriförloppen i Fukushima. Detta kommer att göras internationellt i ett CSNI-arbete som kommer att ge ökad insikt i dels haveriförloppet i Fukushima. Med detta arbete får man också en jämförelse med andra koder över ett helt haveriförlopp. SSM avser att beställa sådana beräkningar hos KTH och dessa bör samordnas inom det samarbetsprojekt som troligen kommer att genomföras inom CSNI arbetsgrupp GAMA.

Haverihantering på anläggningen

En viktig aspekt av haverihanteringen som tagits upp av flera rapporter är beslutsprocessen på en kärnkraftsanläggning i händelse av en olycka, men också hur operatörerna kan fortsätta haverihanteringen i en stressituation (se ref. [16][26]. När det gäller beslutsprocessen är det av stor vikt att rollerna mellan kraftverket, ägaren och myndigheter är tydliga och klara. Forskning bör bedrivas kring operatörernas förmåga att hantera ett haveriförlopp i en extremt pressad situation. CSNI (WGHOFF) [26] avser att belysa denna aspekt av haverihanteringen och detta arbete kommer att påbörjas tidigt nästa år. SSM avser att delta i detta arbete.

Det bör utredas om det finns en risk att vätgas kan spridas i anläggningen och om det i så fall finns motmedel att ta till.

En aspekt som tas upp i flera rapporter [16][21][26] är hur vätgasexplosion ska undvikas. Visserligen har forskning bedrivits inom detta område i flera decennier och det är idag väl känt hur detta ska hanteras med rekombinatorer i inneslutningen, men det var överraskande att vätgasexplosioner kunde inträffa i reaktorbyggnaden, där rekombinatorer inte finns. Det bör utredas om det finns en risk att vätgas kan komma till dessa utrymmen och i så fall vilka motmedel som kan utnyttjas.

I slutrapporten om stresstester och av SNETP [21][23] tar man även upp frågan om tillgängligheten till kontrollrum och reservkontrollrum kan begränsas p.g.a. höga dosrater. I båda dessa referenser nämns att dosrater till dessa utrymmen bör beräknas (togs upp av få länder i stresstesterna), värderas, införa dosratsinstrument och ev. motåtgärder ifall beräknade doser kan bli höga i ett långtidsförlopp.

Ytterligare en frågeställning är: Vilka instrument (nämns kortfattat i [21]) som måste vara tillgängliga för att kunna bedöma reaktorstatus vid ett härdsmältförlopp och nödvändiga haverihanteringsåtgärder?

HSE [19] tar i sin rapport upp aspekten att HSE måste vara bättre förberedd för en mycket osannolik olycka vid ett kärnkraftverk, och att en bättre över-



blick skulle erhållas om HSE har direkt access till viktiga processdata från kraftverken. SSM hade börjat arbeta med denna fråga innan olyckan i Fukushima inträffade. En frivillig överenskommelse finns med tillståndshavarna i denna fråga och förhållandena kommer senare att lagregleras.

4.7. Slutsats

Behov av ytterligare säkerhetshöjande åtgärder

Stresstesterna har identifierat en mängd säkerhetshöjande åtgärder. Det rör dels åtgärder som är nödvändiga för att uppfylla SSM:s föreskrifter och dels åtgärder som kan höja säkerheten utöver den nivå som konstruktionsföreskrifterna innebär och indirekt ställer krav på.

De åtgärder som är nödvändiga för att uppfylla föreskrifterna utgörs främst av komplettering av analyser och utredningar. Skälen kan vara att höja analysens kvalitet eller detaljeringsgrad för att säkrare underbygga en tidigare dragen slutsats eller bedöma om tidigare dragna slutsatser verkligen är giltiga. Det kan också avse en analys som grund för att dra slutsatser om huruvida en identifierad fysisk åtgärd är behövlig, och om så är fallet även som grund för åtgärdens detaljutformning och för att identifiera och bedöma åtgärdens konsekvenser. Exempel på det senare är att det i stresstesterna konstaterats att det fordras en utökad mängd mobil utrustning. För att bedöma vilken utrustning, vilken mängd och vilken kapacitet som är aktuell fordras en analys som underlag.

De åtgärder som föreskrifterna visserligen inte ställer krav men ändå kan vara motiverade för att höja säkerheten ytterligare, behöver i allmänhet analyseras och värderas. Detta för att utforma åtgärderna i detalj, men dessförinnan för att å ena sidan bedöma om den enskilda åtgärden i alla avseenden är tillräcklig och å andra sidan bedöma om de är motiverad ur nyttasynpunkt. En tillståndshavare behöver visserligen ständigt arbeta med säkerhetsförbättringar, men en tillsynsmyndighet måste också motivera sina bestämmelser ur nyttasynpunkt. Exempel på detta är att en myndighet måste göra en konsekvensutredning av nya föreskrifter, avseende bland annat nyttan av dem, innan de beslutas.

Det finns flera skäl till att analyser och utredningar behöver föregå ändringar i en anläggning. Även om syftet med en fysisk ändring i en anläggning är gott så måste alla eventuella konsekvenser och sekundära effekter av ändringen identifieras. Konsekvenser som ger eller riskerar att ge negativa bidrag till säkerheten måste värderas och om möjligt motverkas. Exempel på konstruktionsprinciper som måste beaktas och ges särskild uppmärksamhet i samband med analyser är:



- Enkelhet och tålighet i uppbyggnaden av säkerhetssystem ska eftersträvas
- Nödvändiga aktiveringar och driftomläggningar av säkerhetsfunktioner ska om möjligt vara automatiskt styrda eller ske med passiv funktion
- Manuella åtgärder vid nödvändiga aktiveringar och driftomläggningar av reaktorns säkerhetsfunktioner får tillämpas endast om personalen ges tillräcklig tid för att genomföra åtgärderna på ett säkert sätt
- Fel i driftklassad utrustning får inte påverka funktionen hos utrustning med säkerhetsfunktion

Utgående från stresstestresultaten, och med beaktande av ovannämnda skäl till att analyser och utredningar behöver föregå ändringar i en anläggning, kommer SSM att ingående pröva tillståndshavarnas förslag till åtgärdsplaner. Därefter kommer SSM förelägga tillståndshavarna att vidta åtgärder i den omfattning och i den takt som säkerheten kräver.

Behov av utredningar och forskning

Genomgången av utländska organisationers rapporter avseende rekommenderade utredningar och forskning till följd av Fukushimaolyckan pekar på ett antal områden och frågeställningar. Det kan också noteras att många av frågeställningarna återkommer i flera av de dokument som gåtts igenom och även som resultat i de svenska stresstesterna och den europeiska granskningen av samtliga stresstester i Europa.

Skälet till denna samstämmighet kan till viss del tillskrivas det internationella samarbete som bedrivs inom kärnsäkerhetsområden. Exempel på detta är den forskning och det informationsutbyte som bedrivs inom OECD/NEA, och det arbete som bedrivs inom IAEA med bland annat standardutveckling. Vidare har det efter att olyckan inträffade hållits ett flertal internationella möten med syfte att utbyta information kring olyckan och kring erfarenheter man dragit i olika länder, både generellt och avseende de egna anläggningarna. Inte minst de genomförda stresstesterna har, vid sidan av utvärderingen av den egna nationens reaktorer, utgjort ett forum för utbyte av information och slutsatser.

En fråga som alla organisationer behöver reflektera över är vem som ska ta ansvar för att genomföra de utredningar och den forskning som fordras. Utgångspunkten för detta bör vara att den som är ansvarig för en säkerhetsfråga också är den som tar ansvar för att de utrednings- och forskningsresultat som fordras. En annan aspekt är att det kan vara en fördel att bedriva arbetet i samarbete för att därigenom skapa bra förutsättningar för spridning av utrednings- och forskningsresultat.

SSM kommer bland annat att delta i den forskning och utveckling som bedrivs inom OECD/NEA:s arbetsgrupper. Inom vissa delar kommer myndigheten att delta aktivt medan vi inom andra delar följer det arbete som bedrivs. Avvägningen görs utgående från de svenska behoven, de områden där myndigheten har eget behov av resultat som grund för föreskrifter och tillsyn, men styrs också mot de områden där vi ser att det internationella arbetet behöver en insats från svensk sida. Som exempel på det senare kan nämnas Sveriges ledande roll i det utrednings- och utvecklingsarbete som bedrevs inom OECD/NEA avseende tillförlitlighet och säkerhet i elsystem. SSM hade mycket erfarenhet och kunskap att bidra med inom detta område med anledning av den s.k. Forsmark 1-händelsen och arbetet med att åtgärda det problem som händelsen tydliggjorde.

Följande områden har pekats ut i utländska organisationers rapporter som aktuella för utredning och forskning:

- Metoder för att definiera och utvärdera initiala händelser och metoder för att definiera konstruktionsstyrande kriterier
- Utvärdering och eventuell utveckling av djupförvarsprincipen
- Kunskap om förloppet av svåra haverier
- Konsekvenslindrande åtgärder
- Haverihantering på anläggningen

5. Kärnkraftverkens fysiska skydd

Föreskrifterna SSMFS 2008:12 om fysiskt skydd av kärntekniska anläggningar trädde i kraft den första januari 2007, 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 intrångsskydd av vissa utrymmen i anläggningarna. Erfarenheterna från implementeringen av föreskrifterna och från översynen av tillståndshavarnas och samhällets förmåga att skydda mot antagonistiska hot visar dock att skyddet mot sabotage behöver stärkas ytterligare.

Strålsäkerhetsmyndigheten ställer i sina föreskrifter (2008:1) om säkerhet i kärntekniska anläggningar krav på att radiologiska olyckor ska förebyggas genom att det vid varje anläggning ska finnas ett anpassat djupförvar med ett antal fysiska barriärer. Detta krav tillämpas sedan länge för att förebygga störningar och haverier i kärnkraftreaktorer, och förebygga spridning av radioaktiva ämnen till omgivningen om ett haveri trots allt skulle inträffa. Motsvarande tillämpning saknas när det gäller skyddet mot antagonistiska



händelser, vilket har bidragit till att det befintliga skyddet mot sabotage är otillräckligt.

Den konstruktionsstyrande nivån i ett djupförsvaret mot sabotage svarar mot de mest extrema angreppen inom den dimensionerande hotbeskrivningen, där fokus för skyddet ligger på att förhindra större utsläpp till omgivningen. Det senare behöver kunna uppnås med de befintliga funktioner som ingår i hanteringen av svåra haverier, kompletterade med skydd och anordningar som anpassar dessa till att även fungera vid terroristangrepp, inklusive mobil utrustning för att kyla härd/härdsälta i reaktortanken, kyla använt bränsle i bassäng och för att filtrera utsläppen. Detta gör att åtgärderna styrs av och bidrar till uppfyllandet av föreskrifter för såväl fysiskt skydd som säkerhet, varför genomförandet av åtgärderna måste ta hänsyn till båda dessa aspekter.

Flera av de åtgärder för fysiskt skydd som kan bli nödvändiga har identifierats i de s.k. stresstesterna föranledda av erfarenheterna av haveriet i Fukushimaolyckan, se avsnitt 6. Exempelvis behöver mobila reservsystem skyddas från påverkan från både antagonister och s.k. yttre händelser som stormar, högt vattenstånd och nederbörd. Detta samtidigt som dessa hot inte får hindra möjligheten att få utrustningen till anläggningen och att koppla in den.

Utöver ovanstående åtgärder som tillståndshavarna vidtar för att förebygga, detektera och fördröja ett angrepp, består det samlade fysiska skyddet mot antagonistiska handlingar även av den förmåga som samhället, i form av polisen, har att ingripa för att undanröja ett hot.

5.1. Slutsats

I samband med förbättringsåtgärder behöver man beakta kraven på både fysiskt skydd och säkerhet, och man behöver särskilt uppmärksamma behovet av integreringen av dessa två områden genom att vid ändringstillfällena ta tillvara alla möjligheter som står till buds för att erhålla ett starkt fysiskt skydd och en hög säkerhet. Exempelvis behöver mobila reservsystem skyddas från påverkan från både antagonister och s.k. yttre händelser som stormar, högt vattenstånd och nederbörd. Detta samtidigt som dessa hot inte får hindra möjligheten att få utrustningen till anläggningen och att koppla in den. Av detta följer även att myndigheten i samband med framtagande av nya bestämmelser och vid revidering av befintliga bestämmelser behöver beakta både vad som fordras för att erhålla anläggningar som är säkra och kan hantera antagonistiska hot.



Referenser

- [1]. Drift av kärnkraftreaktorer längre än ursprungligt analyserad eller konstruerad tid med hänsyn till åldringsfrågor. Utredningsrapport SSM 2010/1557-4, 2012-10-31.
- [2]. Analys av den svenska tillsynsmodellen inom reaktorsäkerhetsområdet. Utredningsrapport SSM 2010/1557-7, 2012-10-31.
- [3]. Delredovisning: Uppföljning av erfarenheter från kärnkraftsolyckan i Fukushima. SSM 2011-2052-2, 2011-12-15.
- [4]. European stress tests for nuclear power plants. SSM Doc no. 11-1471. 2011-12-29.
- [5]. Genomförda moderniseringsåtgärder i svensk kärnkraft för att uppfylla kraven i SSMFS 2008:17 samt säkerhetsbetydelsen av dessa åtgärder. SSM Promemoria SSM 2010/807-179, 2012-10-31.
- [6]. Sammanfattning av säkerhetsutvärderingar (stresstester) av svenska kärntekniska anläggningar. SSM Promemoria SSM 2012/659, 2012-10-31.
- [7]. Jämförelse mellan svenskt och internationellt regelverk avseende konstruktion och utförande av kärnkraftreaktorer samt genomgång av implementerade säkerhetsförbättringar inom europeiska kärnkraftreaktorer. SSM Promemoria SSM 2012-659, 2012-10-31.
- [8]. Utredning av oberoende spädmatning för att minska risken för härdsmälta och tankgenomsmältning i svenska reaktorer. SSM 2008/354, 2009-03-16.
- [9]. Declaration of ENSREG - EU Stress Tests specifications. 2011-05-31.
- [10]. ENSREG Peer review report – Stress Test Peer Review Board – Stress tests performed on European nuclear power plants, 2012-04-26.
- [11]. ENSREG Stress tests and Peer Review Process – Joint statement of ENSREG and the European Commission, 2012-04-26.
- [12]. Utredningar och forskning till följd av Fukushima Dai-ichi olyckan – Delprojekt 1, etapp 5, inom utredning av den långsiktiga säkerhetsutvecklingen. SSM 2010-1557, 2012-10-31.
- [13]. ENSREG prepared Action Plan after Stress Tests – Statement of the ENSREG Chairperson on the 19th meeting of ENSREG, 2012-07-04.
- [14]. ENSREG Action plan – Follow-up of the peer review of the stress tests performed on European nuclear power plants, 2012-08-01.



- [15]. Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety - The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations (juni 2011).
- [16]. Additional Report of the Japanese Government to the IAEA - The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations (september 2011).
- [17]. Government of Japan, Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for the Second Extraordinary Meeting (juli 2012).
- [18]. USNRC, Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century – the Near-term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-ichi Accident (juli 2011).
- [19]. Health Safety Executive, Japanese earthquake and tsunami: Implications for the UK nuclear industry (september 2011).
- [20]. ASME, Forging a New Nuclear Construct – The ASME Presidential Task Force on Response to Japan Nuclear Power Plant Events (juni 2012).
- [21]. ENSREG – Peer review report – Stress tests performed on European nuclear power plants (april 2012).
- [22]. ENSREG – Compilation of recommendations and suggestions – Peer review of stress tests performed on European nuclear power plants (juli 2012).
- [23]. SNETP – Implications of the Fukushima accident for SNETP (november 2011).
- [24]. WENRA, Conclusions arising from Consideration of the Lessons from the TEPCO Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident (draft mars 2012).
- [25]. OECD/NEA STG-FUKU, CNRA STG-FUKU Task Recommendations (januari 2012). Se också: OECD/NEA CSNI Concept Paper – Considerations and Approach for Post-Fukushima Dai-Ichi follow-up Activities.
- [26]. OECD/NEA, Regulatory Opinion on the importance of potential activities within the scope of CSNI (maj 2012).
- [27]. 2nd Extraordinary Meeting of the Contracting parties to the Convention of Nuclear Safety. 27-31 August 2012, Vienna, Austria – final summary report.
- [28]. Reserapport från det extra ordinära kärnsäkerhetskonventionsmötet, 27-31 augusti 2012, Wien. SSM2011-2072.



- [29]. Översyn av tillståndshavarnas och samhällets förmåga att skydda kärn-tekniska anläggningar och transporter av kärnämnen mot antagonistiska hot. SSM 2010-2632, 2012-01-18.