



Arbetsgrupp: Björn Brickstad, Peter Ekström, Fritz Maier, Åsa Rydén, Richard Sundberg, Kostas Xanthopoulos

Författare: Björn Brickstad

Fastställt: Lars Skånberg

Drift av kärnkraftreaktorer längre än ursprungligt analyserad eller konstruerad tid med hänsyn till åldringsfrågor

Sammanfattning

Strålsäkerhetsmyndigheten har i denna utredning beskrivit de åldringsrelaterade delarna av analysförutsättningarna för att driva de svenska reaktorerna under långa tider (över 50 år), bedömt vilka åldringsrelaterade förhållanden som kommer vara avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet samt föreslagit förbättringar i myndighetens tillsyn och föreskrifter med hänsyn till långtidsdrift av åldrande kärnkraftanläggningar inklusive utveckling av myndighetens process för återkommande helhetsbedömningar.

Utredningen har speciellt analyserat följande områden:

- Bestrålningsförsprödning av reaktortankmaterial
- Lågcykelutmattning med hänsyn till reaktorvattenmiljö
- Termisk åldring av gjutet rostfritt stål och svetsgods
- Övrig åldring av metalliska material
- Åldring av polymera konstruktionsmaterial
- Åldring av betongkonstruktioner och reaktorinneslutningar inklusive frågor kring kontroll och provning
- Åldring av el- och kontrollutrustning

Utredningen bedömer att många av de skade- och åldringsmekanismer som förekommer i de svenska kärnkraftanläggningarna omhändertas på ett till-



fredsställande sätt med idag tillämpade kontrollprogram och åldringshante-
ringsprogram och bör således ge goda förutsättningar för säker drift även vid
långa drifttider. Utredningen har emellertid belyst ett antal områden där fort-
sätta kontroller, analyser och utveckling av metoder och kunskap behövs för
att programmen för kontroll och åldringshantering på ett mer effektivt sätt
ska kunna fånga upp tidiga indikationer som tyder på säkerhetsbrister till
följd av kärnkraftanläggningars långa drifttider. Det gäller dels att om möj-
ligt fånga upp helt okända skademekanismer men även kända skademekan-
ismer som uppträder på oväntade ställen.

Vid effekthöjningar, som främst innebär en ökad flödes hastighet i vissa sy-
stem samt högre neutron doser, gäller det att vara uppmärksam mot ökad risk
för flödes assisterad korrosion (FAC) och vibrationer samt ökad risk för be-
strålningsförprödning av reaktortank och bestrålningsinducerad spännings-
korrosion (IASCC) för interna delar. För miljö kvalificerad el-, instrumente-
rings- och kontroll utrustning bör skärpt uppmärksamhet riktas på kompone-
ters omgivningsmiljö efter effekthöjningar så att denna inte är strängare än i
den ursprungliga miljö kvalificeringen.

Utredningen bedömer att följande åldringsrelaterade förhållanden kommer
att vara avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med
bibehållen säkerhet:

1. Ett bra åldringshante ringsprogram tillämpas där tillståndshavarna
(TH) har:
 - mycket god kunskap om åldringspåverkande faktorer för alla in-
gående komponenter av betydelse för säkerheten i en reaktor an-
läggning.
 - tillräckligt bra dataunderlag som innehåller alla nödvändiga upp-
gifter om samtliga komponenter (bl.a. ingående material och mil-
jöförhållanden) som behövs för att bedöma deras åldringsstatus.
 - ett effektivt program som innebär att man regelbundet provar el-
ler övervakar reaktor anläggningen med avseende på åldring.
 - uppgifter om de kontroll-, utbytes- och underhålls åtgärder som
komponenterna har genomgått (inklusive resultaten av dessa åtgärder)
samt de kontroll- och underhålls åtgärder som planeras med hänsyn till
risken för åldring.
 - uppgifter om hur stora degraderingar som kan accepteras.
 - en handlingsplan som i detalj beskriver vilka åtgärder som ska
vidtas vid tecken på åldring så att säkerhetskraven tillgodoses.
Det kan gälla t.ex. utbyte, reparationer, förbättrad vatten kemi el-
ler fortsatt övervakning.
2. Analyser bör ha genomförts av TH i samband med återkommande
helhetsbedömningar som beskriver anläggningens åldringsstatus över
tid för vissa nyckel parametrar som t.ex. bestrålningsförprödning av
reaktortank, utmattning av reaktorkomponenter och spännkraftsför-



luster i reaktorinneslutningen. Det gäller även analyser och statuskontroller (tillståndskontroll) av säkerhetskritiska elektriska kablar.

3. En effektiv myndighetstillsyn och ändamålsenliga föreskrifter där SSM tar sitt ansvar för att se till att TH har god kontroll över sina åldrande anläggningar. Det innebär dels att TH i tid kan upptäcka tecken på åldring i alla delar av en reaktorläggning, dels att TH vidtar lämpliga åtgärder om tecken på åldring påverkan upptäcks, dels att förebyggande åtgärder tillämpas så att skadlig åldring förhindras. I utredningen har förslag givits på förbättringar och förtydliganden av SSM:s tillsyn och föreskrifter inklusive allmänna råd med hänsyn till drift av åldrande reaktorer under långa tider.
4. Ett forskningsprogram finns hos TH som tar fram ny kunskap om åldringsfenomen som inkluderar påverkande faktorer och modeller, utveckling av analysmetoder, utveckling av effektiva kontrollmetoder och åtgärder för att motverka åldring samt att dessa resultat fortlöpande tillförs programmen för åldringshantering.
5. TH behöver ha en effektiv organisation och ett ändamålsenligt ledningssystem som styr och leder och som säkerställer att personal med tillräcklig kompetens finns nu och på sikt och som gör att åldringsrelaterade problem identifieras och tas om hand på ett sätt så att säkerhetskraven tillgodoses.



Innehållsförteckning

1. Bakgrund.....	5
2. Uppdrag och genomförande.....	5
3. Avgränsningar.....	7
4. SSM:s föreskrifter.....	7
5. Underlag.....	9
6. Analys.....	9
6.1 Synen i andra länder på åldringshantering av kärnkraftverk inför långa drifttider.....	10
6.2 Bestrålningsförsprödning av reaktortankmaterial.....	11
6.3 Utmattning.....	17
6.4 Termisk åldring av gjutet rostfritt stål och svetsgods.....	24
6.5 Övrig åldring av metalliska material samt polymera konstruktionsmaterial.....	27
6.6 Åldring av betongkonstruktioner och reaktorinneslutningar inklusive frågor kring kontroll och provning.....	31
6.7 Åldring av el- och kontrollutrustning.....	42
6.8 Återkommande helhetsbedömning.....	50
7. Diskussion.....	54
7.1 Förslag till skärpta krav för tillståndshavarna samt förbättringar/förtydliganden av SSM:s tillsyn med hänsyn till långtidsdrift.....	54
7.2 Förslag till förbättringar/förtydliganden av SSM:s föreskrifter inklusive allmänna råd med hänsyn till långtidsdrift.....	60
8. Slutsatser och rekommendationer.....	61
9. Referenser.....	64



1. Bakgrund

Denna utredning ligger till grund för en del av ett regeringsuppdrag avseende den långsiktiga säkerhetsutvecklingen i de svenska kärnkraftverken. Uppdraget beskrivs närmare i kapitel 2. Bakgrunden är att de svenska kärnkraftverken blir allt äldre. Det äldsta kraftverket, Oskarshamn 1, passerar 40 års drift 2012. Skälet till regeringsuppdraget är att regeringen vill att SSM sammanställer vissa uppgifter som har betydelse för att regeringen ska kunna få en samlad bild av hur SSM ser på den långsiktiga säkerhetsutvecklingen i de svenska kärnkraftverken. I föreliggande utredning beskrivs kunskapsläget för ett antal centrala åldringsområden och mot bakgrund av detta redogörs för vilka åldringsrelaterade förhållanden som kommer vara avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet. Dessutom föreslås i utredningen hur myndighetens tillsyn och föreskrifter behöver förändras med hänsyn till långtidsdrift av kärnkraftanläggningarna. Det ska noteras i sammanhanget att ingen vedertagen svensk definition finns för begreppet ”långa drifttider”. I IAEA-rapporten [2] definieras långtidsdrift som drift längre än vad som satts som gräns vid t.ex. licensieringsperiod, konstruktion eller föreskrift som har motiverats via säkerhetsbedömningar och med hänsyn tagen till livstidsbegränsande mekanismer.

2. Uppdrag och genomförande

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 kärn-



kraften (ML 71/2010). Den 2 november 2010 fastställde sedan generaldirektören en projektplan för arbetet (ML 88/2010).

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

1. lämna en samlad redovisning av de s.k. stresstester av berörda svenska kärntekniska anläggningar som ska genomföras under 2011 med utgångspunkt i gemensamma riktlinjer inom EU
2. redovisa vilka åtgärder som industrin har vidtagit vid denna tidpunkt med anledning av testerna och myndighetens bedömning av dessa åtgärder, samt
3. redovisa en utvärdering av dels sådana frågor identifierade i stress-testerna 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.

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

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

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

Inom detta delprojekt, delprojekt 2, har arbetet bedrivits med syftet att:

- Beskriva de åldringsrelaterade delarna av analyser av förutsättningarna för att driva de svenska reaktorerna under långa tider (över 50 år).
- Bedöma vilka åldringsrelaterade förhållanden som kommer vara avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet.
- Föreslå förbättringar i myndighetens tillsyn och föreskrifter med hänsyn till långtidsdrift av åldrande kärnkraftanläggningar inklusive ut-



veckling av myndighetens process för återkommande helhetsbedömningar (på engelska PSR, Periodic Safety Review).

3. Avgränsningar

Utredningen behandlar endast de åldringsrelaterade delarna av regeringsuppdraget. Inom utredningens ram har ingen genomgripande översyn gjorts av hur åldringshanteringsprogrammen fungerat. Denna översyn pågår för närvarande.

Utredningen har inte omfattat åldrande personal eller detaljerad genomgång av organisationsfrågor. I delutredningen [6] om el- och kontrollutrustning har dock dessa frågor berörts då de identifierats som viktiga frågor i ett forskningsarbete.

4. SSM:s föreskrifter

Underhåll, fortlöpande tillsyn och kontroll

- 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 om att byggnadsdelar, system, komponenter och anordningar av betydelse för säkerheten vid en anläggning ska fortlöpande kontrolleras och underhållas på ett sådant sätt att de uppfyller de säkerhetskrav som ställs. För detta ska det finnas program för underhåll, fortlöpande tillsyn och kontroll samt hantering av åldringsrelaterade försämringar och skador. Programmen ska genomföras med metoder som är validerade för sina ändamål. Mät- och provningsutrustning ska hållas kalibrerad i enlighet med fastställda instruktioner. Programmen ska vara dokumenterade samt ses över och uppdateras mot bakgrund av vunna erfarenheter och utvecklingen inom vetenskap och teknik.
- Allmänna råd till 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 om att programmet för hantering av åldersrelaterade försämringar och skador bör omfatta identifiering, övervakning, hantering och dokumentering av alla de åldringsmekanismer som kan påverka byggnadsdelar, system och komponenter och andra anordningar som har betydelse för säkerheten.

Återkommande helhetsbedömning av anläggningens säkerhet

- 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 om återkommande helhetsbedömning av anläggningens säkerhet och strålskydd ska göras och vars bestämmelser finns i 10 a § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet.
- Allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 om att i tillämplig omfattning bör helhetsbedömningen omfatta säkerheten, strålskyddet och det fysiska skyddet inom bland annat underhåll, material- och kontrollfrågor med särskilt beaktande av degradering p.g.a. åldring (område 7).



Uppgifter i säkerhetsredovisningen

- Bilaga 2 till SSMFS 2008:1 om att säkerhetsredovisningen för en anläggning ska inkludera en redovisning av bl.a. underhållsverksamheten, fortlöpande tillsyn och kontroll samt hanteringen av åldersrelaterade försämringar och skador.
- Allmänna råd till bilaga 2 till SSMFS 2008:1 om att i redovisningen av underhållsverksamheten, fortlöpande tillsyn och kontroll samt hanteringen av åldersrelaterade försämringar och skador bör det dessutom ingå en beskrivning av principerna för bl.a. den samlade åldringshanteringen vid anläggningen enligt 5 kap. 3 §.

Miljötålighet och miljöpåverkan

- 17 § SSMFS 2008:17 om att barriärer och utrustning som tillhör reaktors säkerhetssystem ska utformas så att de tål miljöbetingelser som de kan utsättas för i de situationer då deras funktion tillgodoses i reaktorns säkerhetsanalys.
- Allmänna råd till 17 § SSMFS 2008:17 om att kravet innebär att byggnadsdelar, system, komponenter och anordningar som ingår i säkerhetssystem ska vara miljöqualificerade. Förekommande miljöer som kan påverka säkerhetssystem bör följas upp så länge systemen utnyttjas för sina ändamål.
- Allmänna råd till 17 § SSMFS 2008:17 om att vid miljöqualificering av elutrustning i säkerhetssystem bör de principer för hantering av åldring tillämpas som anges i IEC 60780, Reg. Guide 1.89 eller IEEE 323. Därvid bör accelerationsfaktorer för termisk åldring större än 250 ggr, joniserande strålning med en varaktighet understigande 10 dygn eller en doshastighet större än 5 Gy/h undvikas eller resultatets tillämplighet särskilt kunna motiveras.

Konstruktion och driftbegränsningar

- 2 kap. 1 § SSMFS 2008:13 om att en mekanisk anordning ska för att få tas i drift vara konstruerad, tillverkad, installerad och kontrollerad så att säkerheten upprätthålls till och med händelseklassen osannolika händelser.
- 2 kap. 4 § SSMFS 2008:13 om att mekaniska anordningar inte får utsättas för inre eller yttre miljöer eller annan påverkan som har visats kunna leda till sådan korrosiv påverkan för vilken anordningen inte har konstruerats.
- 3 kap. 1 § SSMFS 2008:1 om att en kärnteknisk anläggning ska vara konstruerad så att den har
 - tålighet mot felfunktioner hos komponenter och system,
 - tillförlitlighet och driftstabilitet samt
 - tålighet mot sådana händelser eller förhållanden som kan påverka anläggningens barriärer eller säkerhetsfunktioner.

Anläggningen ska vidare vara konstruerad på ett sådant sätt att de system, komponenter och anordningar som behövs med hänsyn till säkerheten är möjliga att underhålla, kontrollera och prova.



- 3 kap. 2 § SSMFS 2008:1 inklusive allmänna råd om bl.a. att beprövade konstruktionslösningar ska användas, om miljökvalificering i form av dokumenterade prov för att säkerställa att komponenter fungerar på det sätt som förutsätts i säkerhetsredovisningen samt att digital utrustning bör ha hög kvalitet och mjukvaran bör vara noggrant verifierad och validerad för den avsedda användningen under systemets livstid.
- 3 kap. 4 § SSMFS 2008:1 om byggnadsdelar, system, komponenter och anordningar ska vara konstruerade, tillverkade, monterade, kontrollerade och provade enligt krav som är anpassade till deras funktion och betydelse för anläggningens säkerhet.

Återkommande kontroll, mekaniska anordningar

- 3 kap. SSMFS 2008:13 om återkommande kontroll med krav angående kontrollgruppsindelning, grunder för kontrollen, kontrollomfattning och kontrollintervall, kontrollprogram och utförande.

Organisation, ledning och styrning av den kärntekniska verksamheten

- 2 kap. 8-9 §§ SSMFS 2008:1 om bl.a. ledningssystem och kompetens för den kärntekniska verksamheten.

5. Underlag

Utredningen tar avstamp i en utredningsrapport med titeln ”Tillsyn och förutsättningar för långa drifttider av åldrande kärnkraftanläggningar” [1]. Den utredningen beskriver bl.a. kunskapsläget för flera viktiga åldringsmekanismer för metalliska komponenter, betongkonstruktioner, polymera konstruktionsmaterial samt el- och kontrollutrustning. I föreliggande utredning har använts underlag från de ytterligare utredningar som utförts sedan [1] fastställdes. Det gäller åldring av metalliska material och polymera konstruktionsmaterial [3], kontrollmetoder för betongkonstruktioner [5], åldring av el- och kontrollutrustning [6] samt analyser för långa drifttider i samband med PSR [7]. Dessutom har två forskningsprojekt [42], [47] genomförts inom området el- och kontrollutrustning med bäring på långtidsdrift. I övrigt framgår underlaget för utredningen under respektive avsnitt i kap. 6.

6. Analys

I detta kapitel ges en genomgång och värdering av underlaget för ett antal av de viktigaste skade- eller åldringsmekanismer som förekommer i kärnkraftanläggningarna. Speciellt behandlas behov av förändrade krav och tillsynsinsatser inför längre drifttider än ca 40 år. Återkommande helhetsbedömning behandlas i ett särskilt avsnitt.



6.1 Synen i andra länder på åldringshantering av kärnkraftverk inför långa drifttider

I [1] finns ett utförligt avsnitt som beskriver hur andra länder och då speciellt hur USA, Finland och Schweiz hanterar åldringsfrågor i samband med långtidsdrift. Här återges de centrala dokument från IAEA som i varierande grad används av medlemsländerna i samband med åldringshantering och PSR. Av IAEA:s publikationer kan nämnas

- Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.10, draft safety guide DS426, 2011, [8]. Här finns allmänna anvisningar för hur PSR av kärnkraftanläggningar bör bedrivas och innehåller bl.a. riktlinjer för hur åldringsprogrammen kan granskas i samband med en PSR.
- Ageing Management for Nuclear Power plants, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.12, 2009, [9].
- Methodology for the Management of Ageing of Nuclear Power Plant Components Important for Safety, IAEA Technical Reports Series No. 338, 1992.
- Proactive Management of Ageing for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No. 62, 2009.
- Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.6, 2002, [10].
- Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Report Series No. 57, 2008, [2]. Detta dokument ger riktlinjer för dels hur åldringsfrågor bör hanteras för reaktorer som man avser att driva under lång tid, dels hur tidsberoende säkerhetsanalyser (som har gällt under en begränsad tid vid anläggningens konstruktion) kan uppdateras för att påvisa tillräcklig säkerhet även vid förlängd drifttid. I det senare fallet nämns speciellt mekanisk och termisk utmattning, bestrålningsförsprödning av reaktortankmaterialet, termisk åldring, förlust av förspänning i inneslutningsarmering samt godsförtunning i form av t.ex. flödesassisterad korrosion (FAC). En förnyad tidsberoende analys ska påvisa att ett av följande villkor är uppfyllt:
 - a) De befintliga analyserna är giltiga även för den förlängda drifttiden.
 - b) Analyserna har utsträckts till att gälla till och med den förlängda drifttiden.
 - c) Man visar via en effektiv åldringshantering att man har kontroll på den aktuella komponenten utsatt för alla relevanta åldringsmekanismer.
- Plant Life Management for Long Term Operation (LTO) of Light Water Reactors, IAEA Technical Reports Series no. 448, 2006, [11].
- Final Report of the Extrabudgetary Programme on Safety Aspects of Long Term Operation (SALTO) of Water Moderated Reactors, IAEA, 2007, [12]. Här finns bl.a. riktlinjer för hur effektiva åldringsprogram bör vara beskaffade för att kunna utnyttjas för bedömning av långtidsdrift. För el och I&C finns i [12] tre olika samman-



ställningstabeller över exempel på komponenter, beroende på dess funktion i anläggningen, som kan vara aktuella som övervakningsobjekt vid långa drifttider (LTO). Tabellerna innehåller förutom komponenttyp, information om material, miljö känslighet, degraderingsmekanism/åldringseffekt, säkerhetsstrategi och lämplig rutin för kontroll och test.

Slutsatserna från [1] var att:

- I USA, Finland och Schweiz arbetar man mer systematiskt med tidsberoende analyser och myndigheterna där kräver att tillståndshavarna genomför sådana analyser för att påvisa säker långtidsdrift vid en förnyad licens eller PSR. Samtliga dessa myndigheter anger dessutom mer detaljerade riktlinjer över hur dessa analyser ska genomföras och vilka krav som ställs för att de ska kunna accepteras.
- Det förekommer mer detaljstyrd åldringshantering i de studerade länderna inom el och I&C området i jämförelse med Sverige. I både USA och Finland är el och I&C området i åldringshanteringsprogrammen en viktig del vid tillståndsgivning till långa drifttider. I Finland tillämpas dessutom en mer regelbunden uppföljning av åldringshanteringsprogrammen via rapporteringskrav i STUK:s YVL-guiden. De årliga rapporteringsresultaten sammanfattas sedan i PSR rapporten. Dessutom ingår, till skillnad mot Sverige, hantering av obsolet materiel (teknologiåldring, utfasning) som en explicit del i åldringshanteringen i Finland vilket också är i linje med IAEA:s synsätt.

6.2 Bestrålningsförsprödning av reaktortankmaterial

Reaktortanken (RPV) är ett stort tryckkärl vars funktion bl.a. är att innesluta och bära upp reaktorhärden och reaktorns interna delar. En reaktortank till en kokvattenreaktor (BWR) är ca 20 m hög, ca 6 m i diameter och har en godstjocklek på ca 15-20 cm. En reaktortank för en tryckvattenreaktor (PWR) är något mindre ca 13 m hög, ca 4 m i diameter och har en godstjocklek på ca 20 cm. Materialet i tankarna är ett låglegerat seghärtningsstål med en C-halt på max 0.25 %. Det är legerat med Mo och Ni men innehåller också låga halter av Cr, Cu och V. Med små variationer är det i stort sett samma materialkvalitet i samtliga svenska reaktortankar.

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



Vid konstruktion och dimensionering av reaktortankar beräknas försprödningsgraden av tankmaterialet för hela den tänkta livslängden. Konstruktionen dimensioneras så att den ska klara postulerade defekter med ett försprödat material vid slutet av livslängden. För att verifiera beräkningarna genomförs ett så kallat surveillance program där provstavar tillverkade av det aktuella tankmaterialet och det aktuella svetsgodset placeras i tanken mellan härden och tankväggen. Provstavar utsätts där för en något högre neutronbestrålning, fluens, jämfört med reaktortanken. Den beräknade försprödningsgraden kan därefter kontrolleras genom att provstavar tas ut och provas vid bestämda tidpunkter. Samtliga svenska reaktortankar har surveillance program¹. Uttag av bestrålade provstavar och provning av dessa har genomförts minst en gång för alla reaktortankar.

En förutsättning för långa drifttider är en noggrann analys av surveillance data och reaktortankens försprödningsgrad. Surveillance programmet måste arbetas om och anpassas till den förlängda drifttiden.

Kravbild

3 kap. 6 § i SSMFS 2008:13 lyder:

”Bestrålade provstavar av reaktortryckkärlsmaterial ska genomgå provning för kontroll av hållfasthet och högsta tillåtna gränsvärde för reaktortryck vid olika temperaturer (HTG). Provningen ska avse aktuellt material för reaktortryckkärl i fråga. Program för sådan provning ska vara godkända av Strålsäkerhetsmyndigheten.

Innan ändringar av programmen får tillämpas ska de vara anmälda till Strålsäkerhetsmyndigheten. Senast ett år efter uttag av provstavar ska analyser av provningsresultaten samt HTG, som avses att tillämpas fram till nästkommande provning, vara anmälda till Strålsäkerhetsmyndigheten”.

Av allmänna råd till ovanstående paragraf framgår bl.a. att provningarna bör utföras på ett styrt och enhetligt sätt så att det är möjligt att jämföra resultat mellan olika provningstillfällen och mellan reaktorer av samma typ. Beträffande exempel på provningsförfarande så hänvisas till ASTM E 185-82 [13]. Vidare noteras vid utvärdering av provresultat är det viktigt att hänsyn tas till såväl materialets sammansättning och dess ursprungliga mekaniska egenskaper som beräknad neutronfluens vid slutet av livslängden, s.k. End of Life-fluence (EOL).

Av SSMFS 2008:13, 2 kap. 2 § framgår att ett reaktortryckkärl inte får utsättas för tryck och temperaturer som överstiger högsta tillåtna gränsvärde (HTG). Bestämmelser om åtgärder som ska vidtas om HTG överskrids framgår av 2 kap. 2 § i SSMFS 2008:13 och bilaga 1 i SSMFS 2008:1. Av bilaga 1 i dessa föreskrifter framgår att överskridande av HTG för reaktortanken klassas som en brist enligt kategori 1.

¹ Ringhals 3 och Ringhals 4 har ett gemensamt surveillance program



Bestämmelserna är således att det ska finnas ett av SSM godkänt surveillance program som omfattar det för reaktorn aktuella tankmaterialet. Dock anges inte vilka metoder och regler som ska följas vid uttag, provning och utvärdering. Här är det upp till tillståndshavaren att föreslå och motivera valt förfarande.

Före 1994, var bestämmelserna från myndigheten mer detaljerade. I FTKA [14] specificerades i kontrollspecifikation K08 att hållfasthetsprovning av bestrålat material och utvärdering av omslagstemperaturen ska utföras enligt de regler som anges i USNRC Regulatory Guide 1.99 rev 2 [15]. Dessutom angavs i [14] att reaktortryckkärlsmaterialet under reaktorns återstående drifttid ska uppfylla de grundläggande kraven på brottseghet som finns angivna i 10CFR50, App. G. Där finns bl.a. krav på minsta slagseghet i det övre plåtområdet (upper shelf).

De svenska tillståndshavarna har valt att följa reglerna i Regulatory Guide 1.99 rev. 2 även efter 1994. Denna hänvisar till ASTM 185-82 [13] beträffande provning.

Teknisk bakgrund och forskningsresultat

Som tidigare nämns förspredas reaktortank materialet av neutronbestrålning med snabba neutroner ($E > 1\text{MeV}$). Det som i princip sker i materialet är att neutronerna krockar och stöter ut atomer från sina platser i metallgittret. Det skapas vakanser och interstitialer i materialstrukturen. Tidiga forskningsresultat identifierade att kopparatomer lätt bildar utskiljningar i reaktortankstålet vid neutronbestrålning av snabba neutroner. Kopparutskiljningarna ger en partikelhärdning som är den huvudsakliga orsaken till förspredningen av stålet. Efterhand har det visat sig att andra legeringsämnen som Ni, P, Mn och i viss mån även Si bidrar till förspredningen. Effekten av dessa legeringselement visar sig först efter relativt lång tid och på så sätt att förspredningshastigheten ökar påtagligt efter en viss tid i drift. Fenomenet benämns "Late Blooming Phases" (LBP). Om LBP förutsätter närvaro av kopparutskiljningar är ännu oklart. Mekanismerna är komplicerade och sambanden inte helt klarställda. Förspredningen är även temperaturberoende så att bestrålning vid hög temperatur ger lägre förspredningsgrad jämfört med bestrålning vid en låg temperatur.

Studier av förspredning av reaktortank stål görs ofta genom bestrålning av prov i försöksreaktorer. Här sker neutronbestrålningen med en högre hastighet, höga flux, än vad som sker i en reaktortank. På senare tid [16] har resultat från försöksreaktorer ifrågasatts då vissa resultat indikerar att bestrålning med höga flux ger mindre förspredning än bestrålning med låga flux. Som resultat av erfarenheter och forskning innehåller moderna reaktortankstål idag mycket låga halter av Cu och P och har begränsningar på halten av Ni.

I olika länder används olika metoder för att utvärdera surveillance program och att beräkna förspredningen vid slutet av reaktortankens tänkta livslängd.



De svenska tillståndshavarna har hittills använt ett amerikanskt regelverk, Regulatory Guide 1.99 rev. 2, [15]. Detta regelverk är baserat på data och erfarenheter från amerikanska surveillance program. På senare tid har alternativa metoder utvecklats som tar hänsyn nya forskningsresultat samt data och erfarenheter från fler länder [17]. Det är även känt att samma materialkvalitet tillverkat i olika länder av olika tillverkare kan uppvisa olika beteende vid neutronbestrålning. Jämförande studier på detta område ger viktiga och nödvändiga kunskaper om förväntad försprödning av de svenska reaktortankstålen.

Det bör tilläggas att en stor del av den forskning som sker på området är riktat mot reaktorer som konstruerats i Ryssland av typen WWER-440 och WWER-1000. Dessa reaktorer har reaktortankar som är mindre och slankare jämfört med västerländska PWR tankar vilket gör att reaktortankmaterialet utsätts för högre fluenser upp till ca $1,6 \cdot 10^{20}$ n/cm² efter 40 års drift. Beräknade fluenser för svenska reaktorer visas i tabell 1. Forskningsresultaten har dock viss giltighet för svenska kok- och tryckvattenreaktorer.

Vid neutronbestrålningen ökar hållfastheten hos reaktortankstålet. Med ökad hållfasthet ökar risken för sprickbildning på grund av spänningskorrosion. Denna skademekanism är inte sannolik för reaktortankstålet vid drift men har observerats i laboratorieförsök. Spänningskorrosion i reaktortankstål förutsätter även att claddingen är borta eller saknas av någon orsak. Då höga fluenser fordras är det endast härdområdet på en PWR tank som varit i drift lång tid som kan vara aktuell för denna skademekanism. SSM bevakar forskningen på området och har i nuläget ingen anledning av befara att denna skademekanism blir aktuell för svenska reaktorer.

Läget för de svenska kärnkraftanläggningarna

Som tidigare påpekats är en reaktortank för en PWR mindre än en reaktortank till en BWR. Följaktligen erhåller materialet i en PWR tank högre bestrålningsgrad, fluens, jämfört med en BWR tank. Materialet i en PWR tank försprödas därför också i högre grad än materialet i en BWR tank. Den svenska kärnkraftsflottan består av 3 st PWR och 7 st BWR. Beräknade fluenser för reaktortankmaterialen efter 40 års drifttid visas i tabell 1.



Tabell 1. Beräknade fluenser på reaktortankens insida för svenska reaktortankar.

Reaktor	Reaktor Typ	Fluens efter 40 års drift [n/cm ²]
Forsmark 1	BWR	1,74*10 ¹⁷
Forsmark 2	BWR	3,32*10 ¹⁷
Forsmark 3	BWR	1,00*10 ¹⁸
Oskarshamn 1	BWR	1,29*10 ¹⁸
Oskarshamn 2	BWR	2,57*10 ¹⁸
Oskarshamn 3	BWR	4,76*10 ¹⁷
Ringhals 1	BWR	1,48*10 ¹⁸
Ringhals 2	PWR	5,30*10 ¹⁹
Ringhals 3	PWR	4,70*10 ¹⁹
Ringhals 4	PWR	4,40*10 ¹⁹

För alla svenska reaktorer pågår utredningar om förlängd drifttid där också beräkningarna för reaktortankarnas fluens vid EOL (End of Life) uppdateras. Siffrorna i tabell 1 ska därför ses som ungefärliga värden för jämförelse. För 60 eller 80 års drift ska siffrorna i tabell 1 multipliceras med en faktor 1,5 eller 2,0. Tabell 1 tar inte heller hänsyn till eventuella kommande effekthöjningar. I detta sammanhang bör nämnas att den ökade fluensen som en effekthöjning innebär, gör att HTG-analyserna uppdateras vilka granskas av SSM.

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

För tryckvattenreaktorerna är fluensen i medeltal nästan 50 ggr högre. Här finns idag kunskap om relativt kraftig bestrålningsförsprödning av svetsgods med hög Ni-halt för Ringhals 3 och Ringhals 4. Vid tillverkningen av dessa tankar valdes avsiktligt ett svetsgods med hög Ni-halt för att erhålla ett segt svetsgods med låg omslagstemperatur. Vid tidpunkten för tillverkningen av R3 och R4 var inverkan av Ni på försprödningen av reaktortankmaterial inte känd varför valet av svetsgods var korrekt med den tidens kunskap. Ringhals AB följer utvecklingen av försprödningen noggrant och har vidtagit åtgärder för att minska/dämpa graden av fortsatt försprödning [18].

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



Rekommendationer

Långa drifttider (LTO) förbereds för PWR, BWR och WWER reaktorer i många länder. Metoder för provning och utvärdering av surveillance program och metoder för beräkning av försprödningsgraden av reaktortankmaterial vid 60 och 80 års drifttider studeras och utvecklas på många håll. Planer finns för upprättande av internationella databaser med resultat från surveillance provningar. Syftet är att erhålla ett större underlag med ”verkliga” data för studier av bestrålningsförsprödning. Utredningen rekommenderar att SSM deltar i detta arbete.

Utredningen rekommenderar att tillståndshavarna i samband med de återkommande helhetsbedömningarna redovisar kompletterande analyser angående reaktortankens försprödningsgrad med stöd av provningsresultat från surveillanceprogrammen, vilka kan komma att behöva modifieras med hänsyn till lång drifttid, se SSM utredningsrapport [7].

Svenska surveillance provningar har hittills utvärderats enligt RG 1.99 rev. 2. Utredningen föreslår att alternativa metoder ska studeras och utvärderas. För detta ändamål bör en databas med samtliga svenska surveillance resultat upprättas.

Reaktortankstål försprödas vid neutronbestrålning bl.a. genom bildandet av kopparkopparpartiklar. Hur Ni, Mn och P samverkar med dessa partiklar är idag lite känt. Av stort intresse är även att studera hur försprödningsgraden utvecklas vid långtidsdrift, dvs. vid låg flux och hög fluens. Finns andra nu okända mekanismer som verkar på lång sikt? SSM bör därför stödja forskningsprojekt rörande långtidseffekter och försprödningsmekanismer.

Behov av förändrade krav och tillsynsinsatser inför längre drifttider än ca 40 år avseende bestrålningsförsprödning av reaktortank

För att tillförsäkra att bestrålningsförsprödning av reaktortankstålet inte innebär några oacceptabelt höga risker är följande krav och tillsynsinsatser aktuella för längre drifttider än ca 40 år:

1. Programmet för surveillanceprovning behöver arbetas om av TH och anpassas till en förlängd drifttid. Detta föranleds bland annat av inverkan under lång tid av vissa legeringsämnen till försprödningsgraden (Late Blooming Phase) samt att en brist på provstavar kan uppstå. SSM behöver granska dessa omarbetade program för surveillanceprovning.
2. TH behöver genomföra tidsberoende analyser av reaktortankens försprödningsgrad och dess betydelse för den strukturella integriteten. I dessa analyser ingår HTG-analyser, en uppskattning av segheten i övre plåtområdet, acceptabla sprickstorlekar i hårdområden

samt frekvensen för läckage och brott i härdområdet. Mer information om hur dessa analyser lämpligen genomförs och vilka acceptanskriterier som bör gälla finns i SSM utredningsrapport [7]. SSM behöver granska dessa analyser i samband med nästa PSR för respektive reaktor. För samtliga reaktorer kommer antalet driftår att vara 40 år eller mer vid nästa PSR.

3. TH och SSM behöver följa och stödja forskningsprojekt som handlar om försprödningsmekanismer för reaktortankstål och långa drifttider.

SSM:s föreskrifter SSMFS 2008:13 behöver utvecklas och förtydligas med avseende på krav och förutsättningar som ska gälla för uppföljning av reaktortankens försprödningsgrad och dess betydelse för den strukturella integriteten. Detta görs lämpligen i den pågående utredningen om bestrålningsförsprödning av reaktortryckkärl.

6.3 Utmattning

Dimensionering mot utmattning av komponenter i kärnkraftanläggningarna sker i regel vid konstruktionsstadiet och har i de flesta fall utnyttjat de regler som anges i de tidiga utgåvorna (före utgåva 2010) av den amerikanska tryckkärlsstandarden ASME Boiler and Pressure Vessel Code, section III [4]. Det innebär att man använder det budgeterade och förväntade transientunderlaget för att beräkna en ackumulerad utnyttjandefaktor U som bestäms av kvoten mellan antalet cykler och det tillåtna antalet cykler, varvid U summeras för varje förväntad lasthändelse. Det krävs att $U \leq 1,0$. Det tillåtna antalet cykler bestäms av de experimentellt bestämda s.k. designkurvorna där spänningsamplituden redovisas som funktion av antalet cykler. I designkurvorna är inräknat en marginal som man har lagt på den medelkurva som har använts vid utmattningsexperimenten som har utförts på små polerade provstavar i luftmiljö. Marginalen ska täcka in spridning i materialdata, skillnad mellan laboratorieprovstavar och verkliga komponenter samt ytjämnhetseffekter. Man noterar dock att ASME III speciellt påpekar att de experiment som designkurvorna bygger på inte inkluderar närvaro av korrosiva miljöer som kan förkorta utmattningslivslängden.

Senare års forskning bl.a. i Japan och i USA, se kartläggningen i [19], har påvisat följande observationer:

1. Nya experimentella data för austenitiskt rostfritt stål har visat att de medelkurvor för utmattning som designkurvorna i de tidiga utgåvorna av ASME III bygger på, är icke-konservativa i området större än 10^4 cykler.



2. Nya experimentella data i reaktorvattenmiljö för såväl ferritiska stål, austenitiskt rostfritt stål och nickelbaslegeringar har visat att miljöeffekter kan sänka utmattningstidsintervallet betydligt jämfört med luftmiljö.

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

Kravbild

4 kap. 5 § SSMFS 2008:13 anger att konstruktionen av mekaniska anordningar ska vara utförd enligt väl beprövade konstruktionslösningar och i allmänna råd pekar SSM även på ASME III som goda exempel på hur konstruktionen kan utformas. Som nämnts ovan innehåller ASME III ännu inga speciella regler för hur man kan ta hänsyn till miljöeffekter i samband med utmattningsdimensionering. Däremot finns nu flera ASME Code Case som har bäring på förnyade utmattningsanalyser. Det finns dels en modell för att inkludera miljökorrektionsfaktorer F_{en} [20], dels en uppdatering av designkurvorna för utmattningstidsintervallet där miljökorrektinger är inkluderade direkt i designkurvorna [21].

I 10 a § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet finns bestämmelser i samband med återkommande helhetsbedömningar att tillståndshavarna ska undersöka om förutsättningar föreligger för att driva anläggningen enligt gällande krav fram till nästa bedömningstillfälle med hänsyn tagen till den utveckling som skett inom vetenskap och teknik. I det sammanhanget kan det vara rimligt att ha en plan över hur man ska hantera miljöeffekterna på utmattningstidsintervallet, speciellt om anläggningen ska drivas under lång tid, typiskt längre än 40 år. Det är i linje med vad som krävs av NRC i samband med License Renewals och av STUK i samband med PSR.

Teknisk bakgrund och forskningsresultat

Det finns ett stort antal forskningsresultat, se sammanställningen i [19], som underbygger observationerna om sänkt utmattningstidsintervall. SSM har finansierat två studier utförda av Inspecta Technology för att belysa frågeställningarna:

- En studie [19] som belyser den tekniska bakgrunden till de studier som utförts under senare tid beträffande nya designkurvor för utmattning samt förslag till hur man kan beakta reaktorvattenmiljön i utmattningsanalyser.



- En studie [22] där en utmattningsanalys har utförts på matarvattensystemet i en svensk kokarreaktor och där en jämförelse har utförts mellan de tidiga utgåvorna av ASME III och de nya förslagen med reviderade designkurvor för utmattning samt hänsyn till reaktorvattenmiljö.

Ref. [19] har gått igenom ett stort antal forskningsrapporter, främst i USA och Japan där senare års forskning redovisas. Det finns huvudsakligen två förslag till hur en uppdatering av utmattningsanalyser kan utföras. Ett förslag från Argonne National Laboratory (ANL) [23] som både innehåller förslag på nya designkurvor samt förslag på hur miljöeffekter kan inkluderas genom de s.k. miljökorrektionsfaktorerna F_{en} som man multiplicerar utnyttjandefaktorn U med. Sedan finns ett förslag [24] från Japan Society for Mechanical Engineers (JSME) som fokuserar sig på miljökorrektionsfaktorer. Slutsatserna från [19] kan sammanfattas på följande sätt:

1. För austenitiskt rostfritt stål (av typ 304 och 316) i området större än 10^4 cykler visar nya experimentella data under de senaste 30 åren att de medelkurvor för utmattning som de tidiga utgåvorna av designkurvorna i ASME III bygger på, är icke-konservativa. Det innebär att designkurvorna i ASME III² innehåller potentiellt lägre marginaler än vad som ursprungligen var tänkt. Däremot är nya experimentella data för ferritiska stål konsistenta med de data som ASME III bygger på.
2. De nya föreslagna designkurvorna från ANL för austenitiskt rostfritt stål (av typ 304 och 316), är konsistenta med moderna experimentella data.
3. Det finns fortfarande en relativt stor osäkerhet om överförbarheten mellan resultat från små laboratorieprovstavar och verkliga komponenter. Det gäller speciellt för austenitiskt rostfritt stål som kännetecknas av stor cyklisk plasticering även vid ett stort antal utmattningscykler.
4. Det råder ingen tvekan om att utmattning i reaktorvattenmiljö kan sänka utmattningstidslängden betydligt jämfört med luftmiljö. Detta gäller för alla typer av material.
5. De effekter av reaktorvattenmiljön som har noterats i senare års utmattningsexperiment har inte inkluderats i de nuvarande reglerna i ASME III. Det finns därför en farhåga att marginalen mot utmattningsskador är mindre än vad som man ursprungligen har trott.
6. Modeller för hur man kan inkludera miljöeffekter i utmattningsanalyser har föreslagits av ANL och JSME. Dessa modeller förefaller ta hänsyn till sådana miljöeffekter på ett rimligt sätt. Styrande parametrar i dessa modeller är temperatur och töjningshastighet samt för ferritiska stål även svavelhalten i metallen och syrehalten i vattnet.
7. Sänkningen av utmattningstidslängden sker i huvudsak i samband med initiering och tillväxt av mikrostrukturellt grunda sprickor. Miljöeffek-

² ASME Boiler and Pressure Vessel Code, utgåva 2010 innehåller uppdaterade utmattningskurvor för austenitiskt rostfritt stål där hänsyn är tagen till de nya experimentella data. Däremot finns inte för något material hänsyn taget till reaktorvattenmiljön på utmattningstidslängden förutom i de icke tvingande anvisningarna i ASME Code Case [20] och [21].



ter har en mindre inverkan på tillväxten av djupare sprickor ($> 0,20$ mm) vilket kan ha betydelse för en brottmekanisk behandling av dimensionering mot utmattning.

Slutsatserna från [22], där ANL:s modell för nya designkurvor samt en modell för miljökorrektionsfaktorerna F_{en} är utvärderade för matarvattensystemet (austenitiskt rostfritt material) i en svensk kokarreaktor, kan sammanfattas på följande sätt:

1. ANL:s modell för nya designkurvor för austenitiskt rostfritt material bedöms öka utnyttjandefaktorn U med 50-100 % i jämförelse med de tidiga utgåvorna av designreglerna i ASME III för ett system som domineras av laster inom lågcykelområdet. Om fler lastcykler förekommer inom högcykelområdet kan ännu större skillnader erhållas.
2. I det aktuella fallet för matarvattensystemet i en svensk kokarreaktor ökade U från 0,2 till 0,3 under en period på 60 år med användning av ANL:s modell för nya designkurvor i jämförelse med de tidiga utgåvorna av designreglerna i ASME III.
3. ANL:s modell för miljökorrektionsfaktorerna F_{en} för austenitiskt rostfritt material innebär att U ökar med typiskt en faktor 3.
4. I det aktuella fallet för matarvattensystemet i en svensk kokarreaktor ökade U från 0,2 till 0,9 under en period på 60 år med användning av ANL:s modell för nya designkurvor och miljöfaktorer i jämförelse med de tidiga utgåvorna av designreglerna i ASME III.

Notervärt är att resultatet i [22] stämmer väl med internationella erfarenheter. I en analys av Novotny et al [25] redovisas utmattningsanalyser för matarvattensystemet för en amerikansk kokarreaktor, Pilgrim, som togs i drift 1972. Högst utnyttjandefaktor befanns vara matarvattenstutsen som efter 60 år som mest hade $U = 1,64$ med hänsyn till reaktorvattenmiljön. Då är att observera att denna analys föregicks av en noggrann revidering av lastunderlaget för att framför allt ta hänsyn till det faktiska antalet transienter i jämförelse med det budgeterade antalet som ofta är väl konservativt. Genom att förfina spänningsanalysen med en finit elementmodell av matarvattenstutsen kunde man dock påvisa $U \leq 1$ för 60 års drift.

Läget för de svenska kärnkraftanläggningarna

Nedanstående information har bl.a. erhållits via kontakter med OKG [26], Ringhals AB [27] och FKA [28].

Oskarshamn 1-3 (O1-O3)

Utmattningsanalyserna för O1-O3 bygger på de tidiga utgåvorna av regler i ASME III utan hänsyn till miljöeffekter.

Det skiljer sig en del mellan blocken för hur transientregistreringen hanteras [51]. För O1-O2 finns inget i samband med en inträffad transient som upp-



märksammar kontrollrumspersonalen på att en transient inträffat. För O3 sker registrering av en transient automatiskt utifrån fastställda mätpunkter för varje transient och larm erhålls i blockdatorn.

Inträffade transienter i anläggningen analyseras och klassificeras och en årlig sammanställning av transienterna görs och jämförs mot det budgeterade antalet. Varje relevant händelse klassas som en av de fördefinierade transienttyperna i transientunderlaget och utfallet för den aktuella transienttypen ökar med en händelse. Ingen specifik jämförelse mellan temperaturer och hastigheter görs då de fördefinierade transienterna är utformade för att konservativt täcka in verkliga händelser. För verkliga transienter fås en variation i temperaturer och hastigheter längs rörsystemet som inte fullt ut återspeglas i transientunderlaget som antar värsta variationerna. I sällsynta fall sammanfaller inträffade transienter inte med någon fördefinierad transient varvid en bedömning får göras om hur den ska klassas för att inte underskattas.

Viss justering har gjorts av lastunderlaget för O2 i PLEX-projektet så att det är mindre konservativt än tidigare. I utmattningsanalysen för O2 har man beaktat detta inklusive effekthöjningen och räknat på 60 års drift. Dock har OKG inte beaktat miljöeffekter i samband med utmattning i den återkommande helhetsbedömningen av O2 som skickats in till SSM under 2010. Det gäller även för O1 som redan i år har passerat 40 års drift. Oskarshamn 2 kommer att passera 40 års drift år 2015.

Ringhals 1-4 (R1-R4)

Utmattningsanalyserna för R1-R4 bygger på de tidiga utgåvorna av regler i ASME III utan hänsyn till miljöeffekter.

Vid transientuppföljningen görs en klassificering av den inträffade transienten och den bokförs sedan i transientregistreringsrapporten. Ingen notering görs om storleken på temperaturomfång eller hur snabbt transienten sker. Det är väsentligen endast antalet transienter som registreras och jämförs mot budget.

För Ringhals 1 har transientunderlaget genomgått ett flertal uppdateringar under senare år, bl.a. med hänsyn till de moderniseringsprojekt som genomförts. I samband med detta har man bestämt antal transienter som ska beaktas för 60 års drift. Baserat på den löpande årsvisa transientregistreringen har genom extrapolering förväntat antal fall under 40 respektive 60 års drift beräknats. Utifrån extrapoleringen och med tillägg för osäkerheter samt jämförelser med tidigare belastningsspecifikationer har det antal transienter som specificeras i det uppdaterade transientunderlaget bestämts.

Transientunderlagen för R2-R4 gäller för 40 års drift. I samband med uppdatering av dessa för exempelvis effekthöjningar har viss anpassning skett av antalet transienter i förhållande till verkligt utfall.



Närmast i tur för en återkommande helhetsbedömning är Ringhals 2 som passerar 40 års drift år 2015. Denna helhetsbedömning kommer att skickas till SSM år 2014.

Forsmark 1-3 (F1-F3)

Utmattningsanalyserna för F1-F3 bygger på de tidiga utgåvorna av regler i ASME III utan hänsyn till miljöeffekter.

När en viss transient uppkommer registreras denna i enlighet med det så kallade transientuppföljningsprogrammet (datoriserat). Manuellt kontrolleras den registrerade transienten innan den bokförs som ett inträffat fall. Den automatiska registreringen av transienten omfattar tidpunkt och vissa viktiga driftparametrar (t.ex. temperaturer, tryck och flöden som funktion av tiden). Registreringarna dokumenteras för framtida analys.

Årligen sammanställs de registrerade transienterna i en rapport som även extrapolerar utfallet över stationens resterande drifttid för respektive transient. Om en sådan prognos tyder på att maximalt antal fall för en given transient överskrids, initieras en specifik utredning där orsak och åtgärder studeras. I en sådan utredning detaljstuderas den berörda transienten och i vissa fall även andra transienter.

Någon generell uppföljning över att registrerat temperatur- och tryckförlopp stämmer med prognostiserat sker inte per automatik. Sådana undersökningar görs endast när behov för detta har identifierats.

Dock uppdateras lastunderlaget vid effekthöjningar i anläggningarna med de specificerade temperatur-, tryck- och flödesförloppen så att påverkan av de nya driftförhållandena vid effekthöjningen täcks av underlaget. Ny strukturell verifiering sker om de nya förloppen är svårare än tidigare. Om så är fallet räknas dessa om för alla prognostiserade förekomster under reaktorns totala livstid. Någon rabatt för att tidigare specifikation var lindrigare beaktas därför inte. Om nu den nya specifikationen är lindrigare än den tidigare sker normalt ingen ny strukturell verifiering. Antal förekomster uppdateras inte per automatik. Registreringarna av inträffade transienter och uppföljning av dessa fortsätter som tidigare vid effekthöjning.

När sedan utmattningsanalyserna uppdateras för en längre drifttid skrivs antalet förekomster upp för alla transienter och det görs en översyn över befintliga registreringar. Ett nytt totalt antal specificeras sedan genom att antalet förekomster från befintlig drift extrapoleras till den nya drifttidens slut. Ofta har sådana extrapoleringar resulterat i minskat antal förväntade förekomster (trots ökad livslängd) i och med att de tidigare lastunderlagen gjordes konservativt då man saknade den drifterfarenhet som nu finns. Ny strukturell verifiering räknar nu upp antalet cykler i enlighet med det nya cykelunderlaget.

Utredningens bedömning

Det har framförts från tillståndshavarna att dagens kontrollprogram fångar upp eventuella skador på grund av lågcykelutmattning. Det finns dock möj-

ligheten att ett område där skadeindex = III, som åsätts områden där $U < 0,3$, får kontrollgrupp³ C om konsekvensindex = 2 (vilket t.ex. gäller för matarvattensystemet innanför reaktorinneslutningen), men skulle med en uppdaterad utmattningsanalys erhålla $U > 0,7$ varvid skadeindex = I vilket skulle ge kontrollgrupp A. Det innebär att det kan finnas områden som inte är identifierade i nuvarande kontrollprogram och som inför långa drifttider förtjänar skärpt uppmärksamhet med avseende på potentiella utmattningsskador. Det gäller främst områden i primärsystemet men även för vissa utmattningsbelastade interndelar som t.ex. moderatortankstativet i kokarreaktorer. Bl.a. med stöd av resultaten i [19] och [22] bedömer utredningen dock att denna farhåga främst gäller drifttider överstigande 40 år. Inget drastiskt kommer att hända vid just 40 års drift men därefter kan successivt risken för oupptäckta utmattningssprickor öka.

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

Vad gäller transientredovisningen bör det finnas någon form av automatisk registrering av inträffade transienter samt definierade mätpunkter och kriterier som anger start- och stoppvillkor för transienterna.

Rekommendationer

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

Tillståndshavarna behöver ta hänsyn till de nya rönen avseende utmattningsdimensionering, lämpligen i samband med de återkommande helhetsbedömningarna. Det gäller speciellt vid långtidsdrift, typiskt längre än 40 år som är

³ Mekaniska anordningar ska indelas i kontrollgrupper A, B och C som styr omfattning och inriktning av återkommande kontroll. För kokarreaktorer används för närvarande ett klassificeringssystem med skadeindex och konsekvensindex som styr kontrollgrupperingen.



den tidsrymd som reaktorerna vad gäller utmattning ursprungligen har analyserats för. Förutom förnyade utmattningsanalyser kan även utökad provning, skadetålighetsanalyser eller en kombination av dessa åtgärder vara aktuella.

Behov av förändrade krav och tillsynsinsatser inför längre drifttider än ca 40 år avseende utmattning

För att tillförsäkra att utmattningspåkänningar av kärnkraftreaktorerna inte innebär några oacceptabelt höga risker är följande krav och tillsynsinsatser aktuella för längre drifttider än ca 40 år:

1. TH behöver genom analyser visa att för utmattningskänsliga områden av reaktorläggningen uppkommer inga oacceptabla risker för utmattningssprickor fram till analysperiodens slut. I analyserna bör hänsyn tas till reaktorvattenmiljöns inverkan. Mer information om hur dessa analyser lämpligen genomförs och vilka acceptanskriterier som bör gälla finns i SSM utredningsrapport [7]. SSM behöver granska dessa analyser i samband med nästa PSR för respektive reaktor vilka innefattar minst 40 års drift för samtliga reaktorer. Analyserna kan även behöva kompletteras med skadetålighetsanalyser och utökade provningsinsatser.
2. TH behöver redovisa ackumulerat antal inträffade transienter i reaktorn samt förväntat antal transienter fram till analysperiodens slut som sedan jämförs mot den transientbudget som ligger till grund för reaktorns konstruktion. I detta sammanhang bör det särskilt beaktas om de inträffade transienterna bedöms vara värre (t.ex. ske snabbare eller med ett större temperaturomfång) än för den transientbudget som finns i konstruktionsförutsättningarna.

SSM:s föreskrifter SSMFS 2008:13 behöver ses över med avseende på de krav och förutsättningar som ska gälla för uppföljning av reaktorns utmattningsgrad för långa drifttider samt krav på redovisning av ackumulerat antal transienter i reaktorn. Det bör även finnas någon form av automatisk registrering av inträffade transienter samt definierade mätpunkter och kriterier som anger start- och stoppvillkor för transienterna.

6.4 Termisk åldring av gjutet rostfritt stål och svetsgods

Med termisk åldring menas en tids- och temperaturberoende förändring av mikrostrukturen i ett material som leder till minskad duktilitet och en försämring av brottseghets- och slagseghetsegenskaperna. Materialet blir sprödare med tiden. Vanligtvis medför förändringen av mikrostrukturen att materialet även får en högre hållfasthet, dvs. sträckgräns, brottgräns och hårdhet ökar. För kokareaktorer (BWR) och tryckvattenreaktorer (PWR) är det främst austenitiskt gjutet rostfritt stål, rostfritt svetsgods, martensitiska



rostfria stål och martensitiska utskiljningshärdade rostfria stål som är känsliga för termisk åldring. Austenitiskt rostfritt stål, tillverkat genom smidning eller valsning, och nickelbas material är inte känsliga för denna åldringsmekanism.

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

Varför behöver termisk åldring uppmärksammas?

De svenska kraftverken har idag en drifttid på ca 27 till 40 år. Enligt nuvarande planeringar ska de drivas längre än den från början uppskattade drifttiden. Konsekvenser av tidberoende degraderingsmekanismer bör därför värderas på nytt. Nya forskningsresultat har framkommit sedan verken konstruerades och byggdes och dessutom finns idag drifterfarenheter från den tid som verken har använts. Således finns bra underlag för en förnyad bedömning och värdering av denna åldringsmekanism.

Teknisk bakgrund och forskningsresultat

Austenitiskt gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods har en duplex materialstruktur bestående av austenit och deltaferrit. Det är deltaferriten som är känslig för termisk åldring vid drifttemperatur och långa tider. Gjutet rostfritt stål innehåller typiskt ca 10-25 % ferrit medan rostfritt svetsgods innehåller typiskt ca 3-10 % ferrit. Avvikelser från dessa värden förekommer. Analysen för de aktuella materialen balanseras avsiktligt så att en viss mängd deltaferrit ska bildas då den bl.a. förhindrar varmsprickning vid stelmandet. Deltaferrit har även en positiv effekt ur korrosionssynpunkt då den minskar materialets känslighet för interkristallin spänningsskorrosion, IGSCC. Gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods är i det närmaste immunt mot miljösprickning, på grund av IGSCC, om ferrithalten är tillräckligt hög. Deltaferrit höjer även hållfastheten hos materialet.

Förspredning på grund av termisk åldring är ett resultat av tre mekanismer, bildande av en kromrik α' fas genom spinodalt söderfall av ferriten, utskiljningar av G-fas i ferriten och bildandet av karbider i fasgränsen mellan austenit och ferrit [29]. Av dessa tre är bildandet av α' fas den huvudsakliga mekanismen för termisk åldring av gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods vid drifttemperaturer för BWR och PWR. Den tredje mekanismen, bildandet av karbider, är inte verksamt vid temperaturer under ca 425°C och är därför inte en aktiv degraderingsmekanism vid normal drift. Beträffande den andra



mekanismen, utskiljningar av G-fas i ferriten, är det oklart i vilken omfattning den bidrar till försprödningen. Försök har visat att om åldrat försprödat material värmebehandlas så att α' fasen upplöses men G-fasen lämnas opåverkad så återställs slagseghetsegenskaperna till den ursprungliga nivån. Här fordras ytterligare forskning för att förstå kinetiken och samspelet mellan de olika mekanismerna. Andelen ferrit och ferritens morfologi har stor inverkan på försprödningsgraden vid termisk åldring. Vissa resultat indikerar att material med ferrithalter under ca 8-10 % är mindre känsliga för termisk åldring. Austenitiskt gjutet rostfritt stål används främst till ventilhus, pump-hus och i några fall till rörböjar i de svenska reaktorerna. Dessa komponenter utsätts inte för någon direkt neutronbestrålning. Rostfritt svetsgods i interdelar utsätts däremot för höga neutronfluenser, på vissa ställen $>10^{20}$ n/cm² (E > 1MeV). En samverkan mellan termisk åldring och neutronbestrålning är tänkbar speciellt för svetsgods med höga ferrithalter. Det finns idag få undersökningar gjorda på detta område.

Erfarenheter av termisk åldring från komponenter som varit i drift har redovisats i ett flertal artiklar. I ref. [30] redovisas en tidig undersökning av komponenter från en svensk reaktor. I samband med byte av ånggenerator byttes även rörböjar. Material från både den varma sidan, temperatur ca 325 °C, och från kalla sidan, temperatur ca 290 °C, med en drift tid på ca 90 000 timmar provades med avseende på slagseghetsegenskaper och brottseghetsegenskaper. Uppmätta ferrithalt för materialet från den varma sidan var ca 12 % medan materialet från den kalla sidan hade en ferrithalt på ca 8 %. Resultaten visar att materialet på den varma sidan hade åldrats, en signifikant försprödning registrerades, medan materialet från den kalla sidan var i det närmaste opåverkat. Det ska poängteras att brottseghetsvärdena fortfarande var över den "lower bound curve" som antagits vid dimensionering.

Läget för de svenska kärnkraftanläggningarna

Termisk åldring är som tidigare nämnts en tids- och temperaturberoende degraderingsprocess. Vid drifttemperatur BWR, ca 286 °C, är processen mycket långsammare jämfört med drifttemperatur PWR, ca 325 °C. De undersökningar som gjorts beträffande austenitiskt gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods visar att skadlig försprödning för de svenska kärnkraftanläggningarna inte är sannolik vid drifttider på drygt 40 år. I många fall visar undersökningar att längre drifttider är fullt acceptabla. Skademekanismen termisk åldring blir således inte dimensionerande för att en anläggning närmar sig eller passerar 40 års drifttid. Lämpliga ferrithalter för austenitiskt rostfritt gjutgods och svetsgods specificeras i gemensamma tekniska dokument [31] av de svenska tillståndshavarna.

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

Rekommendationer

Termisk åldring är och har varit föremål för många undersökningar internationellt, både teoretiska studier och praktiska försök. Primärt bör en djupgående litteraturstudie inom området genomföras. Den bör kompletteras med en kartläggning av situationen för de svenska kärnkraftanläggningarna avseende komponenter, material, miljö, design, systemdelar mm. På längre sikt behövs utökad kunskap beträffande de verksamma försprödningsmekanismerna, materialkaraktärisering och provningsmetodik. Metoder för att prediktera en åldrad komponents brottseghet bör studeras. Synergieffekter mellan samtidig neutronbestralning och termisk åldring bör undersökas. Utredningen rekommenderar att SSM stöder fortsatt långsiktig kunskapsuppbyggnad inom området i form av examensarbeten och doktorandarbeten.

Behov av förändrade krav och tillsynsinsatser inför längre drifttider än ca 40 år avseende termisk åldring

De undersökningar som gjorts beträffande austenitiskt gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods visar att skadlig försprödning på grund av termisk åldring för de svenska kärnkraftanläggningarna inte är sannolik vid drifttider på ca 40 år. För ännu längre drifttider (uppåt 60 år) behöver kompletterande undersökningar och forskning göras inom området termisk åldring. Primärt bör en djupgående litteraturstudie inom området genomföras. För närvarande är bedömningen att kravbilderna och tillsynsinsatserna inom området är tillräckliga.

6.5 Övrig åldring av metalliska material samt polymera konstruktionsmaterial

Den omfattande forskning som har gjorts nationellt och internationellt under de senaste dryga 30 åren har gett både kraftföretag och tillsynsmyndigheter en god kunskap om de degraderingsmekanismer som kan ge upphov till skador i kärnkraftverk. Med denna kunskap har skadeförebyggande åtgärder vidtagits och rimligt effektiva åldringshanterings- och kontrollprogram tillämpas.

En samlad utvärdering, som omfattar alla skadefall i mekaniska anordningar sedan den första anläggningen togs i drift i Sverige, bekräftar att vidtagna skadeförebyggande och skadeavhjälpande åtgärder har haft avsedd effekt. Det finns idag ingen påtaglig tendens till ökning av antalet skadefall i takt med att anläggningarna blir äldre. Den samlade utvärderingen visar också att merparten av hittills inträffade skador har upptäckts i tid genom de återkommande kontrollerna innan säkerheten har påverkats. Endast en liten del av alla skador har lett till läckage till följd av sprickor och annan degradering som förblivit oupptäckta. Å andra sidan förändras till del driftförhållanden vid genomförda och planerade effekthöjningar, och de svenska kärnkraftver-



ken planerar driva anläggningarna längre än ursprungligt konstruerad drifttid på ca 40 år.

En mer utförlig redogörelse för området åldring av metalliska material (förutom de mekanismer som behandlas i avsnitt 6.2-6.4) samt polymera konstruktionsmaterial, finns i [3].

Kunskapsläget avseende degraderingsmekanismer – metalliska material

SSM har en skadedatabas STRYK över driftinducerad degradering av passiva mekaniska komponenter rapporterade från svenska kärnkraftverk. För närvarande ingår minst 1300 händelser som omfattar åren 1970-2010. Bland de mest förekommande skadeorsakerna återfinns flödesassisterad korrosion (FAC), interkristallin spänningskorrosion (IGSCC), transkristallin spänningskorrosion (TGSCC) samt interkristallin spänningskorrosion i primär-system hos tryckvattenreaktorer (PWSCC).

Av de skademekanismer vi idag känner till är kunskapen i allmänhet god om de flesta påverkande faktorer. Dessa påverkande faktorer beaktas också på ett rimligt sätt som grund för nu tillämpade kemi- och kontrollprogram, både när det gäller kontrollomfattning och kontrollintervall. För vissa mekanismer är emellertid kunskapsläget ännu inte helt tillräckligt för att tillämpa effektiva kemi- och kontrollprogram. Detta gäller främst i ett långtidsperspektiv, dvs. vid drift utöver ursprungligt planerad drifttid på ca 40 år. Fortsatt forskning behövs i detta perspektiv om:

- IGSCC i de s.k. Nuclear Grade material som har använts för att ersätta skadade komponenter och i förebyggande syfte komponenter tillverkade av skadekänsligt material, samt också initiering generellt
- PWSCC i PWR-komponenter generellt, och även för de material av typ Alloy 52 och Alloy 690, som har använts för att ersätta skadade komponenter och i förebyggande syfte komponenter tillverkade av skadekänsligt material
- IASCC dvs. bestrålningsinducerad spänningskorrosion i reaktortryckkärlens interna delar; initiering och tillväxt.

Erfarenheterna har visat att det kan uppträda skademekanismer i komponenter, där material och miljöer tidigare varit sådana, att de har bedömts som resistenta mot degradering. Ett exempel är miljösprickning i vissa material där initieringstiden har varit mycket lång. Vid långa drifttider behövs därför skärpt uppmärksamhet mot sådana fenomen, dvs. man behöver om möjligt fånga upp helt okända skademekanismer men även kända skademekanismer som uppträder på oväntade ställen. Här behövs även fortsatt forskning för att bl.a. undersöka sprickbenägenheten av material i olika miljöer.



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

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

Kunskapsläget avseende degraderingsmekanismer – polymera material

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

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

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

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

Behov av förändrade krav och tillsynsinsatser inför längre drifttider än ca 40 år avseende övrig åldring av metalliska material och polymera konstruktionsmaterial

De krav SSM ställer i föreskrifterna SSMFS 2008:1, SSMFS 2008:13 och SSMFS 2008:17 avseende miljötålighet, åldringshantering, kontroll och provning är i huvudsak tillräckliga och ändamålsenliga. Vissa preciseringar och förtydliganden är dock nödvändiga för att säkerställa att tillståndshavarna fortsätter att ha ett förebyggande förhållningssätt och hanterar de mekanismer som kan ge upphov till skador i metalliska och polymera material på ett säkerhetsmässigt riktigt sätt.

1. Av allmänna råd till 3 kap. 1 § SSMFS 2008:13 följer att alla kända skademekanismer bör beaktas vid kontrollgruppsindelningen. En genomförd genomgång av tillståndshavarnas dokument PBM1 [32] visar att så inte alltid är fallet. Det kan därför finnas skäl att omforma dessa allmänna råd till bestämmelser i föreskrifterna. I likhet med vad som rekommenderades i [1] bör inför långtidsdrift genomföras en mer ingående undersökning hur tillämpningen av kontrollgruppering, kontrollurval och kontrollprogram fungerar på kärnkraftsanläggningarna.
2. Kraven i 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd om åldringshantering och åldringshanteringsprogram behöver ses över i ljuset av planerna på långtidsdrift. Myndigheten har tidigare preciserat sin syn på åldringshanteringsprogram i en utredning [33] och krav har ställts på ändringar och kompletteringar av anläggningarnas säkerhetsredovisningar avseende styrning av åldringshantering. Uppföljande gransknings- och inspektionssinsatser är nu planerade. Resultaten av dessa får visa vilka förtydliganden och ändringar av krav på och allmänna råd om åldringshantering som kan behövas.
3. Med hänsyn till längre drifttider än ca 40 år kan kontrollprogrammen behöva justeras och hänsyn tas till nya forskningsresultat. Det gäller:
 - IGSCC, både för initiering och tillväxt av sprickor och speciellt för Nuclear Grade material. Här behöver fastställda acceptanskriterier tas fram för spricktillväxtdata.
 - IASCC, där även här acceptanskriterier för spricktillväxtdata behöver tas fram.
 - PWSCC, där kvantitativ förståelse för initieringsmekanismerna är centralt för att få effektiva kontrollprogram.
 - TGSCC och då speciellt med hänsyn till initiering av sprickor.
 - Miljösprickning i vissa material där initieringstiden kan vara mycket lång. Vid långa drifttider behövs därför skärpt uppmärksamhet mot sådana fenomen, dvs. man behöver om möjligt fånga upp helt okända skademekanismer men även kända skademekanismer som uppträder på oväntade ställen.

4. Effekthöjningar och moderniseringar innebär förändrade betingelser i anläggningarna som måste beaktas vad gäller FAC. Eftersom olyckor fortsätter att ske internationellt behöver SSM utöka tillsynen främst kopplat till prioriteringar och faktiskt genomförande vad gäller inspektioner av åldringshanteringsprogram och kontrollprogram. Detta är relevant också inför längre drifttider än ca 40 år.
5. Med anledning av förekomst av TGSCC behöver tillsynsnivån ökas vad gäller tillståndshavarnas genomförande av egenkontroll beträffande kloridkontamination.
6. Dagens krav på miljötålighet i 17 § SSMFS 2008:17 med tillhörande allmänna råd om miljöklassificering behöver utvecklas och preciseras även för polymera konstruktionsmaterial. Detta gäller speciellt kraven på program för miljöklassificering och hur dessa program följs upp över tid när nu flertalet kärnkraftverk planerar driva anläggningarna utöver ursprungligt analyserad/konstruerad drifttid.
7. Med hänsyn till brister i från tillståndshavarna avseende rapporterade polymera konstruktionsmaterial i reaktorinneslutningarna, med tillhörande program för etablering och upprätthållande av kvalificering, bedöms tillsynsnivån som otillräcklig och behöver ökas inför längre drifttider än ca 40 år.

6.6 Åldring av betongkonstruktioner och reaktorinneslutningar inklusive frågor kring kontroll och provning

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

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

En mer utförlig redogörelse för området åldring av betongkonstruktioner inklusive frågor om kontroll och provning, finns i [1] och [5].

Kravbild

Allmänna krav gäller enligt 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 och 17 § SSMFS 2008:17. För betongkonstruktioner finns dock inga preciserade föreskrifts-krav. I praktiken har i första hand tillämpats Boverkets konstruktionsregler (BKR) samt Boverkets handbok om betongkonstruktioner (BBK) respektive stålkonstruktioner (BSK). De nationella reglerna har nu ersatts med Eurokoderna (gemensamma europeiska standarder). Eurokoderna utgör tillsammans med nationella val i föreskriftsserien EKS ett system som är de svenska konstruktionsreglerna för byggnadsverk. En ny grundförfattning (BFS 2011:10 EKS 8) med korrekta hänvisningar till den nya plan- och bygglagen och förordningen gäller från 2 maj 2011.

I två SSM-rapporter finns dels en beskrivning av de Eurokoder som berör dimensionering av betongkonstruktioner [52] dels en utvärdering av regler och normer för betongkonstruktioner i svenska kärnkraftanläggningar [53]. Dessutom pågår nu ett arbete [54] att baserat på Eurokoderna ta fram en handbok innehållande anvisningar för analys och dimensionering av nukleära byggnadskonstruktioner.

Inneslutningens konstruktion

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

Reaktorinneslutningarnas invändiga diameter är mellan 19 och 25 meter. Den förspända armeringen är i både horisontellt och vertikalt led i den cylindriska delen av inneslutningen. PWR reaktorerna är även förspända i kupolen av inneslutningen. De förspända kablarna är i många fall frigående och ligger i foderrör. För Ringhals 2-4 och Forsmark 1-3 är foderrören injekterade med korrosionsskyddande medel såsom fett eller så är de torrluftventilerade. Stålkablarna i dessa är åtkomliga för inspektioner och byten. När det gäller Oskarshamn 1-3 och Ringhals 1 (tidigare även Barsebäck 1-2) så är foderrören med stålkablar injekterade med cement. Dessa förspänningskablar är därför inte åtkomliga för inspektion eller utbyte på samma sätt som de frigående. Utöver den förspända armeringen ingår vanlig slakarmering.

Reaktorinneslutningens cylindriska vägg är gjuten i två koncentriska delar med en totaltjocklek om 1,0-1,5 m, den inre betongdelens tjocklek är ca 0,2-0,3 m. Mellan de två koncentriska delarna sitter det en ingjuten tätplåt som är 4-8 mm tjock. Tätplåten är i vissa fall tillverkad i rostfritt material. Tätplåten i BWR reaktorernas bottenplatta ligger fritt exponerad i kondensations-



bassängens botten. På Ringhals 1 och Oskarshamn 2 är tätplåten i de övre delarna av inneslutningen fritt exponerad. I det sfäriska taket på PWR reaktorerna är tätplåten fritt exponerad.

Nedbrytningsmekanismer

Vid nedbrytning av en armerad betongkonstruktion samverkar vanligtvis flera mekanismer. En nedbrytningsmekanism ger möjligheter för en andra nedbrytningsmekanismer att verka. De nedbrytningsmekanismer som beskrivs nedan är inte helt oberoende av varandra. Information om dessa mekanismers påverkan har framför allt inhämtas från tidigare utredningar genomförda av SKI [34], [35] samt SSM [1].

Betongkonstruktioner bryts ner med tiden under inverkan av dels användning, funktionsbetingad nedbrytning, dels av olika miljöfaktorer, miljöbetingad nedbrytning. Funktionsbetingad nedbrytning kan orsakas av olika typer av statiska och dynamiska laster, temperaturförändringar, krympning och krypning. Miljöbetingad nedbrytning kan vara utifrån kommande nedbrytande substanser eller av materialet självt.

Funktionsbetingad nedbrytning

De laster som betongkonstruktionen är konstruerad för att bära påverkar också själva konstruktionens egenskaper. När det gäller reaktorinneslutningar påverkas dessa mindre av vardagslaster, då dessa är dimensionerade för att klara betydligt större laster. Sannolikt är den största påverkande normala lasten den som uppkommer på grund av rörelser i betongkonstruktionen i samband med temperaturförändringar och temperaturgradienter. Betongen är ett levande material vilken kryper och krymper, dessa rörelser kan ge upphov till tvångskrafter om inte rörelserna kan ske fritt. Med krypning avses att betongkonstruktion som står under ständigbelastning deformeras sakta och med krympning avses att betongen krymper i samband med härdning.

Miljöbetingad nedbrytning

Nedbrytning av armerade betongkonstruktioner beroende av miljöfaktorer kan delas in i fyra huvudkategorier:

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

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



Fysikalisk nedbrytning

Denna kategori omfattar degradering av betong på grund av externa förhållanden som kan leda till sprickbildning på grund av överskridande av betongens hållfasthet eller förlust av ytmaterial. Dessa sprickor kan i sin tur leda till att andra nedbrytningsmekanismer aktiveras och ökar åldringen av betongkonstruktionen. Exempel på fysikalisk ned brytning är frostangrepp och kristallisering av klorider eller salter vilket kan leda till sprickbildning på betongen. Abrasion, erosion och kavitation är andra exempel på där yt-skiktet påverkas av vilken miljö betongen vistas i.

Kemisk nedbrytning

Den kemiska påverkan av betong kan vara av olika slag beroende på cementtyp, ballastens kemiska sammansättning och betongens innehåll. Med kemiska angrepp menas förändring av betongen genom kemiska reaktioner med antingen cementen, ballasten eller armeringsjärnet. Dessa reaktioner kan vara sulfatangrepp och alkaliballastreaktioner vilken kan leda till uppsprickning av betong genom svällning av olika substanser. Karbonatisering är en process som sker genom att koldioxid diffunderar in i betongen och reagerar med substanser som kalciumhydroxid. Detta leder till en volym-sänkning samt att betongens pH-värde minskar. Denna minskning av pH kan leda till armeringskorrosion.

Korrosion

Vid karbonatisering av betongen ökar risken för korrosion vid $\text{pH} < 12$, detta gäller för slakarmering, tätplåt och spännarmering. Vid höga kloridhalter i betongen tenderar denna att behålla mer vatten. Den höga vattenhalten förvärrar korrosionsförhållanden för de ingjutna delarna.

Korrosion av spännarmering kan vara lokal eller allmän. De flesta korrosionsfall som har observerats i andra betongkonstruktioner har berott på lokal korrosion, t.ex. gropfrätning, spänningsskorrosion, väteförsprödning eller en kombination av dessa. Spännarmeringens spänningstillstånd gör den mera känslig för korrosion.

De olika fysikaliska och kemiska fenomen som beskrivits ovan har vanligtvis sin största betydelse när det sker i kombination med att armering och ingjutningsgods påverkas av korrosion.

Strålningsnedbrytning

Strålning från reaktorhärden kan delas upp i alfa-, beta-, gamma- och neutronstrålning. Av dessa är det neutron och gammastrålningen som kan påverka betongens egenskaper. Neutronbestrålning kan leda till volymökning hos betongen och gammastrålning kan leda till radiolys av vattnet i betongen med gasbildning samt försämrade kryp- och krympeegenskaper.

Övriga påverkande faktorer på nedbrytningen

Betongkonstruktioner som inte är utförda enligt ritningsunderlag och/eller har avsteg från normer och krav, har varit den mest bidragande orsaken till de flesta skadefall som har drabbat inneslutningarna i Sverige och andra



länder enligt [34]. Även i projekt CONMOD [35] konstateras att avvikelser från befintlig dokumentation vid konstruktionsutförande är en av det mest kritiska faktorerna för uppkomst av skador i betongkonstruktioner.

Kontroll av reaktorinneslutningar

En typ av provning som används för att kontrollera inneslutningens täthet och tätplåtens integritet är täthetsprovning. De krav som ställs enligt anläggningarnas säkerhetsredovisningar är bland annat

- inneslutningen inklusive nödvändiga komponenter, byggnadsdelar och slussar, etc. skall vara utformade så att tillåtet läckage inte överskrids. Den skall med tillräckliga marginaler motstå de tryck och temperaturer som kan uppkomma efter ett rörbrott.

Täthetsprovning av svenska reaktorinneslutningar genomförs enligt kraven i US 10 CFR Appendix J [37] och omfattar tre provtyper:

- Typ A-prov som utförs för att mäta det totala integrerade läckaget från inneslutningen.
- Typ B-prov som utförs för att mäta lokala läckage i genomföringar, dörrar, slussar.
- Typ C-prov som utförs för att mäta läckage genom skalventiler.

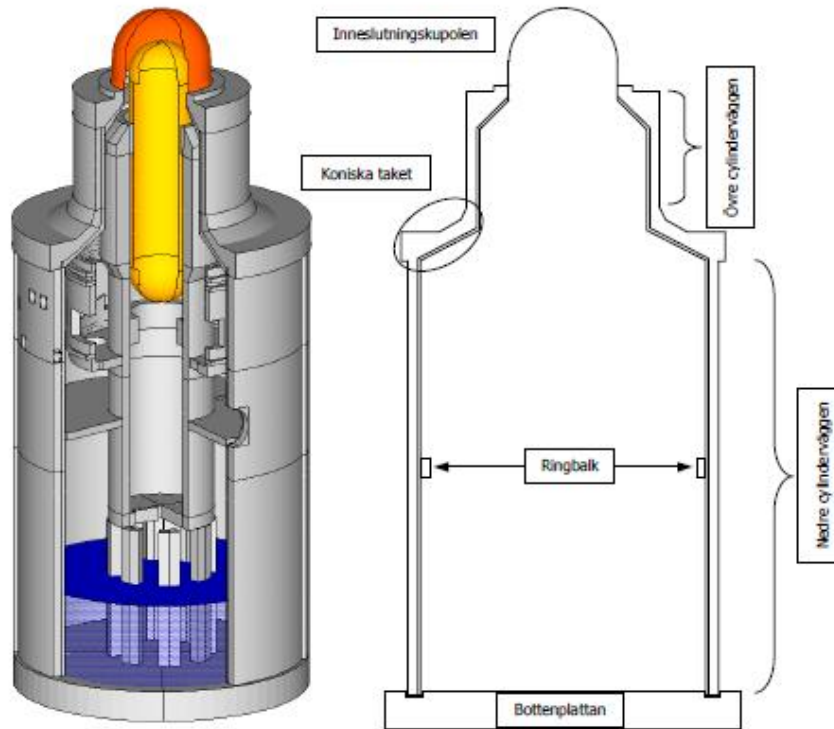
Täthetsprovning kan utföras enligt två optioner, Option A och Option B. Enligt option A skall inneslutningen täthetsprovats 3 gånger jämt fördelade på 10 år. Provtrycket skall vid tillämpningen av option A vara minst halva det tryck som kan uppstå vid ett konstruktionsstyrande rörbrott, det s.k. DBA-trycket. Option B, som tillåter tillståndsbaserade provintervall, innebär att om två på varandra följande integralprov visat godkänt resultat kan provintervallet förlängas till 10 år. Provtrycket vid tillämpning av option B ska motsvara fulla designtrycket. SSM har hittills inte godkänt tillämpning av Typ A-provningar enligt option B. Däremot har SSM godkänt tillämpning av option B för Typ B- och Typ C-prov i flera av anläggningarna.

Inneslutningstätheten kontrolleras i samband med idrifttagningen av anlägg och därefter vid regelbundna täthetsprover. Dessa prover genomförs, som framgått ovan, inledningsvis vid ett statiskt gastryck som motsvarar ett beräknat maximal tryck vid ett dimensionerande haveri. Påföljande provningar enligt option A sker normalt vid 50 % av detta tryck. Både gas- och vattenläckage genom skalventiler och genomföringar mäts.

Kritiska punkter att inspektera på en reaktorinneslutning

Detta avsnitt syftar till att ge en överblick av var på en reaktorinneslutning det kan komma att behöva genomföras oförstörande provning för att säkerställa att konstruktion kommer att fungera som avsett. Detta ger även en vägledning om vilka utmaningar som tekniker för OFP (oförstörande provning) kan komma att ställas inför. I projekt CONMOD [38] genomfördes det strukturanalyser för att identifiera områden som är kritiska med avseende på

inneslutningens täthet och bärförmåga, vid en tryck- och temperaturhöjning [38]. Undersökningen i [38] är specifik för den aktuella typen av reaktor och en bedömning behöver göras för varje anläggning. I [38] redovisas dock ett antal områden som ger en vägledning var någonstans i en inneslutning de kritiska punkterna kan vara belägna med avseende på täthet och bärförmåga. Figur 1 visar den studerade inneslutningens övergripande strukturdelar.



Figur 1 Övergripande strukturdelar i en reaktorinneslutning.

Nedan sammanfattas resultaten från analyserna i [38] tillsammans med en generell bedömning av möjliga kritiska områden.

Nedre cylinderväggens anslutning mot koniska taket

I detta område identifierades det mest kritiska området vid de genomförda analyserna i [38]. I detta område uppstår stora spänningar i tätplåten och i de vertikala spännkablarna

Koniska taket

Det koniska taket innehåller inte några ringspännkablarna förutom de övre och nedre delarna som ansluter mot cylindervägg. Takets mittdel är därmed endast armerad i generatrisled, vilket leder till stora spänningar i tätplåt och generatriskablarna.



Nedre cylindervägg, områden med spännkabelluckor

De mest kritiska områdena för horisontella spännkablar är de spännkabelluckor (områden där horisontella kablar saknas) som finns på nivåer för genomföringar.

Anslutning av nedre cylinderväggen till bottenplatta

För vissa konstruktionslösningar av anslutningen för den nedre cylinderväggen till bottenplattan, kan denna del vara ett kritiskt område.

Genomföringar

Genomföringar påverkar inneslutningens beteende på grund av håltagningen i sig, påverkan av inläggning/placering av spännkablar samt tätplåtens anslutning till foderrör.

Håltagningen utgör en försvagning av reaktorinneslutningen. Den största förekommande håltagningen är personalslussen. Som omnämnts tidigare uppstår även spännkabelluckor på grund av genomföringar. Tätplåten sammansvetsas med genomföringen (foderröret). På grund av detta uppstår en fastlåsning av tätplåten vilket ger upphov till ökade spänningar.

Infästning och avtätning av kupol och luckor

Detaljutförningen av anslutningen mellan kupol/luckor till inneslutningskonstruktionen är viktiga för inneslutningens tätande förmåga.

Spännkabelpilastrarna

De vertikala spännkabelpilastrarna utgör förankringsområde för de horisontala spännkablar. Dessa har viss positiv inverkan men initierar även lokalt förhöjda spänningar. Även områden för förankring av vertikala spännkablar har lokalt höga spänningskoncentrationer.

I den undersökning som gjordes i [39] för att identifiera kritiska punkter i en reaktorinneslutning att inspektera, poängterar man även vikten av att följande underlag bör beaktas vid val av områden för kontroll:

- Inventering av allt relevant underlag för konstruktionen såsom ritningar, konstruktionsförutsättningar och konstruktionsberäkningar. Speciellt viktigt är att samla och utvärdera information om byggmetoder vid uppförandet samt vid anläggningsändringar.
- Visuell inspektion av betongkonstruktionen för kartering av större sprickor. Även visuell inspektion där konstruktionsavvikelser har noterats.
- En sammanställning av driftserfarenheter som berör inneslutningen och dess funktioner. Dessa erfarenheter kan omfatta driftstemperaturer i inneslutningen speciellt vid genomföringarna. Eventuella identifierade läckage och otätheter i samband med provningar och inspektioner.

Värdering av användbarheten av OFP på betongstrukturer i kärnkraftanläggningar

Det finns möjligheter att prova betongkonstruktioner som reaktorinneslutningen med dess ingående delar även om provningsmetoderna inte är lika välutvecklade som för metalliska material. Det finns begränsningar för OFP-metodernas förmåga som bl.a. beror på betongkonstruktionernas dimensioner och inhomogena, komplexa strukturer. Följande kan konstateras:

- Det finns idag OFP-metoder för att verifiera betongkonstruktionens överensstämmelse med ritningar för att verifiera as-built överensstämmelse mot konstruktionsritning. Dock kan det finnas lokala begränsningar på grund av åtkomstproblem.
- Det finns OFP-metoder för att detektera och i viss mån storleksbestämma sprickor i betongensyta. Dock kräver detta normalt åtkomst till den yta där sprickor finns belägna.
- Detektera och storleksbestämma defekter och håligheter i betongens volym är möjlig. OFP-metodernas förmåga att detektera defekter och håligheter behöver vidare utredas. Förmågan att detektera och storleksbestämma är starkt beroende av i vilken grad full åtkomst till konstruktionen är möjlig.
- Det finns teknik för att verifiera att det finns vidhäftning mellan armering och betong samt mellan tätplåt och betong. Åtkomst till närliggande yta ger ett bättre resultat.
- Korrosion av slakarmering går att konstatera och mäta. Det finns flera metoder att mäta detta med. Åtkomst från närliggande yta ger ett bättre resultat. Tjocka betongkonstruktioner med begränsad åtkomst påverkar provningsresultatet negativt. Även flera lager av armering kan påverka mätningarna.
- Då det gäller ingjutna spännkablar finns det begränsade möjligheter att använda OFP. Det går under gynnsamma förhållanden att konstatera ett brott på spännkabeln med OFP. Det finns ringa eller mycket små möjligheter att konstatera korrosion eller andra skador på den ingjutna spännkabeln.
- När det gäller tätplåten finns det provningsmetoder för att detektera större korrosionsangrepp, detta förutsätter dock åtkomst till den närliggande ytan av konstruktionen för bästa möjliga resultat. Där tätplåten är fri från betong samt medger åtkomst, finns det OFP metoder som kan användas för att konstatera och mäta storleken på korroderade områden.

NEA/CNSI har i [39] pekat ut att återkommande kontroll av tjocka armerade betongkonstruktioner, vilka man inte har full åtkomst för provning, är ett högt prioriterat område för vidare behandling. I [9] anges att det allmänt för



OFP metoderna saknas oberoende verifierad information i tillräcklig omfattning om provningskapaciteten för säkerhetskritiska betongstrukturer. Utredningen delar den bedömningen.

Rekommendationer

Rapporterade skador från svenska kärnkraftverk och andra länder bekräftar forskningsresultaten att icke ritningsenligt utförande och avsteg från normer och krav är ofta orsaken till degradering av i första hand ingjutna metallkonstruktioner och därmed degradering av inneslutningens funktion. Det är därför viktigt, särskilt för mer utsatta områden som t.ex. områden med förhöjda temperaturer, att det för varje anläggning finns kännedom om var sådana avvikelser kan förekomma, en värdering av huruvida dessa avvikelser kan negativt påverka inneslutningens funktion samt ett program för åtgärder.

Resultaten av genomförda materialprovningar från Barsebäcks 1:s inneslutning tyder på att tillståndet för betongen i de svenska inneslutningarna är generellt sett god. Dessa resultat behöver dock verifieras genom ytterligare materialprovningar då den nämnda undersökningen omfattat endast begränsade delar av en inneslutning.

Bestrålningseffekterna på betong i vissa utsatta delar behöver undersökas.

Spännkraften i spännbetongkonstruktioner minskar över tiden på grund av långtidsdeformationer i betongen förorsakade av krypning och krympning samt på grund av relaxation i spännkablarna. Spännkraften i icke-ingjutna spännkablar har studerats i [40] och [41]. Resultatet från båda undersökningarna, som baseras på genomförda mätningar av spännkraft vid Forsmark 1 – 3 och Ringhals 2 – 4 under 30 års tid, visar att spännkraftsförlusterna generellt sett är mindre än de ursprungligen beräknades för samt att förhöjd temperatur under drift är av stor betydelse.

För ingjutna spännkablar (cementinjicerade) är det dock svårt att uttala sig om deras tillstånd både när det gäller spännkraftförluster och eventuell korrosion av spännarmeringen då dessa inte går att undersöka.

För ingjutna spännkablar är det viktigt att intensifiera arbetet med att ta fram verifierade och validerade beräkningsmetoder för tillförlitliga prediktioner av spännkraftsförluster. Detsamma gäller framtagning av metoder för kontroll av spännkraftsförluster och förekomst av korrosionsskador.

I kärnkraftsanläggningar förekommer omfattande elektriska installationer. Huruvida strömmar i jordlinjenät och elektromagnetiskt inducerade strömmar kan påverka korrosionsförlopp för i betong ingjutna stålkonstruktioner behöver undersökas.



Forskningsresultaten visar att uttorkningen av inneslutningens betong sker extremt långsamt. För att kunna prediktera framtida uttorkning/krympning och därmed spännkablaras kraftförluster över tiden behöver tillförlitliga modeller utvecklas för ändamålet.

För att kunna fullständigt bestämma risken för viss typ av nedbrytning måste man kvantifiera både fukt och temperatur i och kring materialen. Det förutsätter att data för dessa storheter är tillgänglig för varje anläggning.

I utredningen har kritiska områden för en specifik reaktorinneslutning översiktligt redovisats för att få en bild av vilka provningstekniska förutsättningar som kan komma att uppstå. Dessa för provning intressanta områden har genom tidigare utförda strukturanalyser identifierats som områden som är kritiska med avseende på inneslutningens täthet och bärförmåga vid en ökad temperatur och tryck. Detta visar att det går att identifiera kritiska områden för att kunna prioritera och begränsa provningsområdena. Detta arbete behöver utföras för respektive reaktors betongkonstruktioner mer detaljerat för att få en fullständig bild av vilka de kritiska delarna är och dokumentera provningsförutsättningarna för dessa. Det behöver undersökas vidare vilka krav på detektering och eventuell storleksbestämning som kommer att behöva ställas på de oförstörande provningsmetoderna vid en tillståndsbedömning, innan en slutlig bedömning av kontrollmetodernas effektivitet och ändamålsenlighet kan göras.

Utredningen har konstaterat på en övergripande nivå att det kan vara möjligt att genomföra kontroll och provning med oförstörande provning för att upptäcka degraderingar på merparten av de ingående delarna i en betongkonstruktion. Även när det gäller att verifiera befintlig konstruktion mot ritningsunderlag finns det idag möjligheter att göra detta med OFP metoder. Vad gäller metoder för att undersöka betongens yta så finns det metoder som går att applicera, dock behövs en kravbild tas fram av vad som behöver detekteras.

När det gäller volymetrisk provning av betongen med dess ingående delar så finns det både möjligheter och begränsningar. Det kan konstateras i denna utredning att när betongkonstruktioner har en ökande tjocklek så minskar detekterings- och karakteriseringsförmågan avsevärt om man endast har åtkomst från en sida, vilket innebär att för tjocka betongkomponenter finns det behov av vidare forskning och utveckling.

För de ingjutna spännkablar behövs nya provningsmetoder utvecklas för att kunna göra en tillståndskontroll av dessa. Litteraturen anger att det går att bedöma brott på dessa ingjutna kablar med OFP, men det går inte att göra några tillförlitliga bedömningar av eventuell degradering som korrosion och andra skador.

För att bedöma tillståndet för den ingjutna tätplåten finns det vissa möjligheter med dagens provningsteknik. Dock behöver man vidareutveckla metoder, speciellt i de fall där åtkomst från närliggande sida är begränsad. I dessa fall finns det inte några tillförlitliga metoder med dagens teknik.

Utredningen anser att SSM bör fortsätta samt fördjupa deltagande i den internationella arbetsgruppen inom NEA/CSNI vilken hanterar frågor rörande betongstrukturers integritet och åldring. SSM bör fortsätta sitt deltagande i den motsvarande nationella arbetet inom ELFORSK. Även specifika forskningsprojekt som stöder ovan identifierade behov bör SSM stödja.

Behov av förändrade krav och tillsynsinsatser inför längre drifttider än ca 40 år avseende åldring och kontrollfrågor för betongkonstruktioner

För att tillförsäkra att åldringpåverkan på kärnkraftreaktorernas betongkonstruktioner (med särskild fokus på reaktorinneslutningen) inte innebär några oacceptabelt höga risker, är följande krav och tillsynsinsatser aktuella för längre drifttider än ca 40 år:

1. TH behöver verifiera utseendet av betongkonstruktioner mot det ursprungliga ritningsunderlaget för att identifiera avvikelser som kan leda till degradering som t.ex. korrosion. Ett handlingsprogram behöver tas fram då sådana avvikelser upptäcks.
2. TH behöver genomföra analyser för icke-ingjutna spännkablar i reaktorinneslutningen som visar på spännkraftens variation som funktion av tiden. Mer information om hur dessa analyser lämpligen genomförs och vilka acceptanskriterier som bör gälla finns i SSM utredningsrapport [7]. SSM behöver granska dessa analyser i samband med nästa PSR för respektive reaktor vilka innefattar minst 40 års drift för samtliga reaktorer.
3. Beräkningsmetoder och OFP-metoder behöver utvecklas för att kontrollera statusen mer generellt på ingjutna spännkablar i reaktorinneslutningen.
4. För varje reaktor behöver TH identifiera kritiska områden med avseende på reaktorinneslutningens täthet och bärförmåga under olika belastningsfall. För dessa områden behöver även undersökas vilka provningsmetoder inom OFP och vilka krav på dessa som är lämpliga att ställa för tillståndskontrollerna.
5. TH behöver kontrollera tätplåtens tillstånd så att ingen skadlig korrosion uppstår. Här behöver även effektiva OFP-metoder utvecklas för kontroll av ingjutna tätplåtar, särskilt i de fall där åtkomsten från närliggande sida är begränsad.
6. TH behöver dokumentera data som fukt och temperatur som omger utsatta delar av betongkomponenter i en reaktoranläggning för att kunna bestämma risken för degradering.
7. Nya föreskrifter behöver tas fram för betongkonstruktioner med särskild fokus på reaktorinneslutningar. Föreskrifterna bör omfatta krav på material, hållfasthetsanalyser samt kontrollmetoder som i tid kan upptäcka eventuella åldringsfenomen. Det gäller även åldring av spännkablar och ingjutna tätplåtar i reaktorinneslutningen. Underlag

för detta arbete utförs lämpligen inom den pågående SSM-utredningen om krav på konstruktion, analys och kontroll av reaktorinneslutningar.

8. Inom följande områden behöver kunskap och/eller metoder utvecklas genom olika FoU-projekt:
 - Bestrålningseffekter på betong i vissa utsatta delar.
 - Påverkan från strömmar i jordlinjenät och elektromagnetiskt inducerade strömmar på korrosionsförlopp för ingjutna stålkonstruktioner i betong.
 - Metoder för kontroll av spännkraftförluster i ingjutna spännkablar.
 - Modeller för att prediktera uttorkning och krympning av reaktorinneslutningens betong och dess påverkan på ingjutna spännkablares kraftförluster.
 - Metoder för kontroll av tjocka betongkomponenter med OFP.

6.7 Åldring av el- och kontrollutrustning

De svenska kärnkraftanläggningarnas säkerhetssystem och dess kontrollutrustning (instrumenterings- och kontrollutrustning, eng. I&C) är nästan helt beroende av elförsörjning. Dessutom är säkerhetssystemen starkt beroende av kontrollutrustningens funktion i sig. Elutrustning, främst kablar är avgörande komponenter för anläggningens elförsörjning till säkerhetssystemen. Kablar är även avgörande komponenter vid signalöverföring inom säkerhetssystemen.

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

En mer utförlig redogörelse för området åldring av el- och I&C-utrustning finns i [6].

Kunskapsläget om åldrande el- och I&C-utrustning

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

Fokus ändras från att skapa förståelse för åldringsproblematik, främst fysisk åldring av kablar, till att förbereda åldringsprogram och ta fram komponent-specifika riktlinjer. En av lärdomarna från de utländska erfarenheterna är att även teknologisk åldring numera har blivit mer uppmärksammat. Det gäller framför allt för I&C-utrustning.



Fysisk åldring

Fysisk åldring och miljöqualificering (typprovning) av elektriska komponenter för att tåla stränga omgivningsmiljöer har behandlats under lång tid, främst för kablar. Det finns potentiella risker att fysisk åldring kan resultera i samtidig utslagning av komponenter av samma slag i redundanta system (Common Cause Failure, CCF). Därför krävs identifiering och ökad vaktsamhet för eventuell förekomst av sådana potentiella risker.

Många kontakter används inte regelbundet i säkerhetssystemen då de endast behövs för sin säkerhetsfunktion. Resultaten från SSM:s studie [42] visar, från sökning i kärnkraftverkens gemensamma databas för inträffade komponentfel (TUD), på en liten ökning av fel de senaste åren som kan associeras med kontakter. Det statistiska materialet var dock för litet för att kunna dra säkra slutsatser. I kompletterande intervjuer framkommer att det finns en stor medvetenhet hos tillståndshavarna för kontakteringsproblem som kan påverka säkerheten. Den generella uppfattningen är att kontakteringsproblem inte är något större bekymmer om man jämför med andra typer av fel men när man väl upptäcker några problem/brister kring kontakteringar så vidtar man kraftfulla åtgärder.

Teknologisk åldring – utfasad utrustning

En av lärdomarna från studierna av andra länders syn på åldringshantering är att teknologisk åldring (utfasning) numera har blivit mer uppmärksammat. I enlighet med IAEA rekommenderar utredningen att även detta område bör vara en del av programmen för åldringshantering hos de svenska tillståndshavarna, vilket är särskilt viktigt för I&C utrustning.

En ganska allmän uppfattning i Sverige är att brist på rätt reservdelar eller service i första hand påverkar produktionen och inte säkerheten, då de kravställda säkerhetstekniska förutsättningarna (STF) sätter stopp för drift om inte alla driftklarhetskriterier är uppfyllda.

Däremot kan reservdelar som legat länge i lager med okänd åldringsstatus utgöra en potentiell säkerhetsrisk. Här spelar även lagringsmiljön in avseende åldring av reservdelar. Ett annat problem som har uppmärksamats nyligen är att ersättningsreservdelar inte har samma robusthet eller samma egenskaper som originalreservdelar. Dessa fall har hittills dock inte gällt el- och I&C-utrustning inom kärnkraftindustrin. Ytterligare ett problem som har dykt upp avseende ersättningsreservdelar är s.k. falska produkter som kan vara svåra att upptäcka då även olika ursprungsintyg är falska men ser riktiga ut.

Med anledning av dessa rön har SSM under 2011 gått ut med ett antal frågor till alla tre tillståndshavare för kärnkraftverken avseende reservdelar och främst ersättningsreservdelar. Inkommen information håller för närvarande på att utvärderas.

Ett område som berörs i IAEA:s syn på teknologiska åldringsfrågor, är att kunskap blir inaktuell eller kunskap om äldre utrustning fasas ut med perso-



ner som slutar. Detta berörs nedan under problematik vid utbyte åldrad utrustning.

Utrustningens miljötålighet vid långa drifttider

Miljökvalificering av komponenter (typprovning) med avseende på fysisk åldring går ut på att säkerställa en kvalificerad livslängd för en viss omgivningsmiljö och givna specificerade prestanda. Samtliga svenska tillståndshavare har ett miljökvalificeringsprogram.

När den kvalificerade livstiden är slut behöver komponenter bytas ut mot nya kvalificerade ersättningskomponenter för resterande tid eller bevisas ha en viss fortsatt livslängd vilket kräver en uppdaterad kvalificering. Miljökvalificering har behandlats under lång tid och avser säkerhetsklassad utrustning som finns i reaktorinneslutningen och därmed kan utsättas för DBA-händelser (Design Basis Accident).

Det är ofta fråga om en ekonomisk avvägning om man ska byta till nya kvalificerade komponenter eller göra en uppdaterad kvalificering, då vissa kablar t.ex. är mycket svåråtkomliga för byte eller att det finns stora mängder av komponenter som behöver bytas ut.

Miljökvalificering av kablar

Med åldring hos kablar är det framför allt förändringar i de polymera materialen i isolering och mantel som avses. Åldring leder till materialförändringar som inte påverkar funktionsegenskaperna vid normal driftmiljö men kan innebära att funktionskraven under DBA inte uppfylls. Åldring i förtid kan leda till att funktionsegenskaper påverkas även i normal driftmiljö om den aktuella driftmiljön inte är vad man från början förutsåg. US NRC konstaterar t.ex. i den nya guiden "Condition Monitoring Techniques, RG 1.218" [43], att senare års drifterfarenheter i USA visar på flera fel på kraftkablar samt förhöjd felfrekvens inom den 40-åriga licenstiden.

SSM har varit tidig med att avgränsa de bedömningar som kan göras om kvalificerad livstid med utgångspunkt från initial miljöprovning före installation. Senare års studier visar att metoderna för den accelererade åldringen som ingår i miljökvalificeringarna kan behöva ses över. Exempelvis rekommenderas i OECD/NEA:s SCAP rapport [45] samtidig artificiell termisk åldring och strålningsåldring. Denna metod bedöms bättre spegla verklig åldring under normala driftförhållanden än den konventionella metoden med sekventiell följd av artificiell termisk åldring och strålningsåldring. I den nya metoden rekommenderas också att aktiveringsenergi ska utgå från aktuell driftmiljö i respektive anläggning i stället för förhöjda nivåer på aktiveringsenergi. De strategier som för närvarande används i Sverige kan vara applicerbara även vid långa drifttider. En förnyad genomgång kan dock behövas för att säkerställa korrekt hantering och uppföljning vid långa drifttider.



Kontroll och övervakning av åldrande utrustning (condition monitoring)

Medvetandet om behov av olika uppföljning av komponenters tillstånd efter installation har ökat i de flesta länder. Uppföljningsbehovet framgår även i en tidigare SKI rapport 01:17, [44]. Det är viktigt att uppföljning av komponenter efter installation är en del av åldringshanteringsprogrammet.

Erfarenhetsbaserad kunskap visar att enskilda metoder för tillståndskontroll har sina begränsningar varför en kombination av tillståndsbaserade kontroller bör användas för att motverka de enskilda metodernas begränsningar. Här behövs troligen mer forskning för att få en optimal kombinationsmetod.

Flera studier och rekommendationer i andra länder förstärker uppfattningen att en utökad övervakning av komponenters omgivningsmiljö under drift bör ske inför långa drifttider. Detta krävs för att försäkra sig om omgivningsmiljön inte är strängare än den som är ansatt i tidigare miljökvalificeringar. Detta är särskilt viktigt efter effekthöjningar visar Japanska studier [45].

Även på detta område bör en ökad uppföljning ske av tillståndshavarnas arbete, för att försäkra sig om att denna kunskap omsätts i rutiner och tillämpas i tillräcklig omfattning inför långa drifttider.

En annan rekommendation som görs i RG 1.218 är att då en enskild kontrollmetod har sina begränsningar så bör en kombination av tillståndsbaserade kontroller användas för att motverka de enskilda metodernas begränsningar.

Sammantaget bedöms att läget är gott avseende kunskap om utvecklade metoder för att övervaka och ha kontroll (tillståndskontroll) på åldrande el- och I&C-utrustning. Erfarenhetsuppföljning och forskning pågår även kontinuerligt. De rekommendationer som nämnts ovan avseende intensifierad övervakning av omgivningsmiljön rekommenderas även för svenskt vidkommande.

Problem vid utbyte av åldrad el- och I&C-utrustning

Kunskap finns om varför åldrande el- och I&C-utrustning behöver bytas ut på grund av ålder eller andra anledningar. För att bibehålla hög säkerhet behöver utbyten planeras väl och kunskaper tillämpas.

Inför och vid utbyten av åldrad utrustning uppstår nya problem som kan påverka säkerheten. Ny utrustning bygger ofta på annan teknik, kan uppföra sig på annat sätt i onormala situationer än den ursprungliga utrustningen eller så har kunskap om den nya utrustningen inte fullt ut nått användaren. Forsmarkhändelsen 2006, beskriven i [46], visade exempel på detta, bl.a. för nya generatorskydd eller ny utrustning för avbrottsfri elkraft till säkerhetssystemen.

Den under 2011 genomförda studien [47] visar på ett flertal områden som bör beaktas av tillståndshavarna och inför framtida tillsynsstrategier. Till



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

SSM:s utredning 2010 [1] visade även, baserat på erfarenheter från t.ex. flygledningsområdet som haft programvarubaserade kontrollsystem under relativt lång tid, att förkortade livscykler på utrustningen kommer att kräva en annan typ av planering. Detta är speciellt viktigt för reaktorskyddssystem. Problematiken med programmerbara kontrollsystem är även relevant för nya kärnkraftverk som från början har digitala kontrollsystem. SSM planerar ett forskningsuppdrag inom detta område under 2013/2014. Andra högsäkerhetsbranscher med längre tidsmognad av att använda komplexa programvarubaserade system bör studeras. Även SSM:s tillsynsstrategi kan behöva ses över för denna typ av utrustning.

Ett annat resultat som kommer fram är ytterligare belägg för hur viktigt det är med genomtänkta och tillämpade program för kunskapsöverföring. Avsaknad av lämplig kunskap och kompetens påverkar direkt förmågan att ta fram en korrekt och komplett kravspecifikation, inklusive specifikation för verifierande provning av den nya utrustningen. Här behöver SSM sätta in fördjupade tillsynsaktiviteter för att försäkra sig om att relevant kunskap om äldre utrustning av betydelse för säkerheten lever kvar.

Även krav på underleverantörer avseende kunskapsöverföring är viktiga t.ex. för att erhålla tillräcklig djup dokumentation eller få kännedom om olika inbyggda skyddsfunktioner. Att inbyggda skyddsfunktioner är av största intresse beror på att internt skydd av den enskilda utrustningen i sig inte får gå före att utföra den primära säkerhetsfunktionen i anläggningen.

Nuläge för åldringshantering, el och I&C i Sverige

Alla tillståndshavare har en övergripande strategi för åldringshantering dokumenterad i ett åldringshanteringsprogram. Åldringsfrågorna omhändertas på ett systematiskt sätt. Djupet och upplägget skiljer sig delvis åt. Programmen är även föremål för en regelbunden uppdateringsprocess.

När det gäller hantering av miljökvalificering och uppdaterad miljökvalificering samt tillståndskontroll av olika slag är det dock oklart eller framgår inte i den översiktliga genomgången som gjorts av programmen, hur dessa aktiviteter kommer in i åldringshanteringen.

En del av åldringshanteringen är att upprätta förteckningar över utrustning, som genom analyser resulterar i krav på åldringshantering. Förteckningarna bör även innehålla utrustningarnas aktuella åldringsstatus. Alla tillståndshavare har påbörjat denna process eller håller på att slutföra denna process. Arbetet är mycket omfattande på grund av det stora antalet komponenttyper och olika utrustningar. Alla tre tillståndshavarna för kärnkraftverken indike-



rar att de är färdiga med den första genomgången av sina systemstatusrapporter.

Lärdomar från andra länder

Enligt IAEA är åldringshantering en nyckelfaktor för en säker och tillförlitlig drift av en kärnkraftanläggning, särskilt för långa drifttider. En effektiv åldringshantering åstadkoms genom att koordinera befintliga program inom drift och underhåll inklusive analys av åldringsmekanismer. Dessutom behöver koordinering ske med program för forskning och utveckling.

Det konstaterades i SSM utredningen från 2010 [1] att det förekommer en mer detaljstyrd åldringshantering och tillsyn inom el- och I&C-området i båda de studerade länderna Finland och USA, i jämförelse med Sverige. I båda länderna är åldringshanteringsprogrammen för el och I&C en viktig del vid tillståndsgivning för förlängda drifttider. För Finlands del ska resultatet av åldringshanteringsprogrammen inklusive eventuella åtgärdsprogram och tidplaner redovisas i en årlig rapport som ska delges STUK. I Finland tillämpas dessutom en mer regelbunden uppföljning av programmen än vad som tidigare gällt i Sverige. De årliga rapporteringsresultaten värderas och sammanfattas sedan i PSR-rapporten (återkommande helhetsbedömning). Föreliggande utredning rekommenderar att rapporteringskraven bör utökas avseende åldringsfrågor inför långa drifttider. Lämplig utgångspunkt är den finska modellen för el- och I&C-utrustning med årlig rapportering samt samlad värdering och sammanfattning i PSR.

Återkommande helhetsbedömning (PSR)

Information som framkommit i denna utredning tyder på ett behov av förtydliganden och tillämpningsanvisningar för el och I&C när det gäller vad som bör ingå för åldringsfrågor och åldringshantering i PSR (Periodic Safety Review) för långa drifttider. I SSM:s utredning 2010 [1] rekommenderades även att det i samband med PSR bör större vikt än vad som tidigare varit fallet, läggas vid tillståndshavarnas sätt att hantera åldringsfrågor. Vidare rekommenderades i [1] att SSM bör ställa tydligare krav på att tillståndshavarna redovisar mer analyser och statusredovisningar för långa drifttider (se avsnitt ovan, lärdomar från andra länder). För el- och kontrollutrustning gäller detta särskilt för säkerhetskritiska kablar. Det framkom även i utredningen att det bör förtydligas vilka krav som myndigheten ställer avseende omfattning och innehåll av analyserna samt acceptans av dessa analyser där detta är möjligt och rimligt.

En annan rekommendation i föreliggande utredning är att SSM bör arbeta fram en generisk granskningsplan för el- och I&C-utrustning som intern vägledningsguide, för de flesta typer av strukturer, system och komponenter som ingår i en PSR.

Slutsatser och rekommendationer för el och I&C

Det finns en god kunskap om åldringsfenomen och åldringshantering för el- och I&C-utrustning inom kärnkraftbranschen. Forskningsprogram och erfarenhetsutbyten pågår på flera håll för att kontinuerligt öka kunskapen inför längre drifttider av befintliga kärnkraftverk.

Jämfört med många mekaniska strukturer och komponenter eller byggnadsdelar är felande eller åldrad el- och I&C-utrustning lättare att åtgärda, om problemen är kända, genom utbyten eller större moderniseringsprogram.

Sammantaget bedömer utredningen att den åldringsproblematik som förekommer i de svenska kärnkraftanläggningarna avseende el- och I&C-utrustning, omhändertas på ett tillfredsställande sätt. Alla tillståndshavare har en övergripande strategi för åldringshantering dokumenterad i ett åldringshanteringsprogram, vilket bör ge goda förutsättningar för säker drift även vid långa drifttider.

Utredningen belyser emellertid ett antal områden där fortsatta kontroller, analyser, utveckling av metoder och kunskap behövs för att programmen för åldringshantering på ett mer effektivt sätt ska kunna fånga upp tidiga indikationer på säkerhetsbrister inom el- och kontrollutrustning till följd av långa drifttider. Utredningen belyser även ett antal områden där det kan behövas förändringar avseende tillsyn och föreskrifter.

Behov av förändrade krav och tillsynsinsatser inför längre drifttider än ca 40 år avseende el- och kontrollutrustning

För att tillförsäkra att åldringspåverkan på kärnkraftreaktorernas el- och kontrollutrustning inte innebär några oacceptabelt höga risker, är följande krav och tillsynsinsatser aktuella för längre drifttider än ca 40 år:

Rekommenderade förändringar av tillsynsinsatser

1. SSM:s tillsyn av tillståndshavarnas åldringshanteringsprogram bör förstärkas i samband med att reaktorerna blir allt äldre för att säkerställa att tillståndshavarna har tillräcklig kontroll över åldrande utrustning och att nödvändiga skadeförebyggande och skadeavhjälpande åtgärder fortlöpande vidtas.
2. En del av den förstärkta tillsynen av åldringshanteringsprogrammen ska särskilt gälla hantering av miljökvalificering och uppdaterad miljökvalificering samt tillståndskontroll av olika slag av icke utbytta komponenter.
3. Samtliga svenska tillståndshavare har ett miljökvalificeringsprogram. De strategier som för närvarande används i Sverige och det arbete som bedrivs inom miljökvalificering kan vara applicerbart även vid långa drifttider. En förnyad genomgång av kvalificeringsprogrammen kan dock behövas för att säkerställa korrekt hantering och uppföljning vid långa drifttider. Det gäller t.ex. för accelererad åldring. Utredningen rekommenderar även en övergång till att använda tillståndsbaserad kvalificering som komplement till att endast använda kvalificering av ursprung-



lig definierad livstid, då det bättre säkerställer att komponenterna fungerar på avsett sätt.

4. När den kvalificerade livstiden är slut behöver komponenter bytas ut mot nya kvalificerade ersättningskomponenter för resterande drifttid eller bevisas ha en viss fortsatt livslängd vilket kräver en uppdaterad kvalificering. Denna del av åldringshanteringen är mycket viktig och här bör en ökad uppföljning ske av tillståndshavarnas arbete.
5. Inom området tillståndskontroll bör en utökad övervakning ske av komponenters omgivningsmiljö under drift inför långa drifttider. Det krävs för att försäkra sig om att omgivningsmiljön inte är strängare än den som är ansatt i tidigare miljökvalificeringar. Detta är särskilt viktigt efter effekthöjningar. Här behövs en ökad uppföljning av tillståndshavarnas arbete, för att försäkra sig om att denna kunskap omsätts i rutiner och tillämpas i tillräcklig omfattning inför långa drifttider.
6. SSM behöver bedriva fördjupade tillsynsaktiviteter avseende tillståndshavarnas kunskapsöverföringsprogram inom el- och I&C-området för att försäkra sig om att relevant kunskap om äldre utrustning av betydelse för säkerheten lever vidare.
7. SSM:s tillsynsstrategi behöver ses över och dokumenteras för de nya allt mer komplexa och programvarubaserade digitala el- och I&C-systemen som introduceras i samband med moderniseringar. Översynen görs lämpligen i en utredning med stöd av forskningsuppdrag. Denna översyn av tillsynsstrategin har även bäring mot eventuella nya kärnkraftverk.
8. Reservdelar som legat länge i lager, vilka kan ha okänd åldringsstatus, kan utgöra en potentiell säkerhetsrisk. Här spelar även lagringsmiljön in avseende åldring av reservdelar. Dessutom har det uppmärksamats nyligen att ersättningsreservdelar inte har samma robusthet eller samma egenskaper som originalreservdelar. För detta område bedömer utredningen att det krävs en ökad uppmärksamhet i tillsynen.
Ytterligare ett problem som har dykt upp, vilket kräver ökad uppmärksamhet avseende ersättningsreservdelar är s.k. falska produkter. Dessa kan vara svåra att upptäcka då även olika ursprungsintyg är falska men ser riktiga ut. Problemet med falska produkter är ett generellt problem, och finns inte bara för el- och I&C-utrustning.

Rekommenderade förändringar av krav

9. Det finns behov att klarlägga krav och tillämpningsanvisningar för vad som ska ingå i den återkommande helhetsbedömningen inför långa drifttider avseende åldringsfrågor och åldringshantering för el- och kontrollutrustning. Bl.a. rekommenderas att SSM ställer tydligare krav på att tillståndshavarna redovisar mer analyser inför långa drifttider samt att det bör förtydligas vilka krav som SSM ställer vad gäller omfattning och innehåll av analyserna.
10. Det är viktigt att uppföljning av komponenter efter installation är en del av programmen för åldringshantering. I de nuvarande föreskrifterna SSMFS 2008:1 och SSMFS 2008:17 finns i de allmänna råden endast

rekommendationer på att det ska finnas olika aktiviteter som rör själva åldringsmekanismerna.

11. I programmen för åldringshantering bör finnas förteckningar över utrustning, som genom analyser resulterar i krav på åldringshantering. Förteckningarna bör även innehålla utrustningarnas aktuella åldringsstatus.
12. Rapporteringskraven för tillståndshavarna bör utökas avseende åldringsfrågor inom el och I&C inför långa drifttider. Rapporteringen bör omfatta viktiga resultat från åldringshanteringsprogrammen samt sammanfattningar av statusen på kablar och övrig utrustning som indikerar åldringsproblem. Kraven på åldringshanteringsprogrammen i 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 behöver förtydligas i detta avseende. Statusrapporteringen bör utgå från genomförda tillståndskontroller. Den utökade rapporteringen kan lämpligen göras i samband med årsrapporten enligt 7 kap. 3 § SSMFS 2008:1. I samband med den återkommande helhetsbedömningen bör en samlad värdering och sammanfattning av den årliga rapporteringen ske.
13. I enlighet med IAEA:s riktlinjer rekommenderas att teknologisk åldring (utfasning) bör vara en del i programmen för åldringshantering hos svenska tillståndshavarna, vilket är särskilt viktigt för I&C-utrustning. Teknologisk åldring behöver då följas upp mer ingående i SSM:s tillsyn.

6.8 Återkommande helhetsbedömning

Enligt 10 a § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet ska en TH minst vart tionde år utföra en helhetsbedömning av anläggningens säkerhet och strålskydd. Bedömningen ska göras med hänsyn till utvecklingen inom vetenskap och teknik. Helhetsbedömningen utgör TH:s samlade analys och bedömning av huruvida anläggningen uppfyller de strålsäkerhetskrav som ställs och om förutsättningar finns för att driva den vidare i enlighet med kraven fram till nästa bedömningstillfälle.

I tabell 2 visas läget för redovisningarna av återkommande helhetsbedömningar. Flera anläggningar börjar nu närma sig 40 år, som i regel är den tid för vilken majoriteten av anläggningarnas mekaniska komponenter ursprungligen konstruerades för.

Tabell 2. Information om redovisning av de återkommande
helhetsbedömningarna till SSM

Anläggning	Redovisning till SSM	Nästa redovisning	Tidpunkt för 40 års drift
Oskarshamn 1		2012 ⁴	2012
Oskarshamn 2		2010 ⁴	2015
Oskarshamn 3		2017	2025
Forsmark 1	2008	2018	2020
Forsmark 2	2008	2018	2021
Forsmark 3		2015	2025
Ringhals 1		2015	2016
Ringhals 2		2014	2015
Ringhals 3	2008	2018	2021
Ringhals 4	2008	2018	2023

Notera att alla framtida redovisningar av återkommande helhetsbedömningar omfattar en drifttid som är 40 år eller längre.

På engelska benämns återkommande helhetsbedömning PSR, Periodic Safety Review. I flera sammanhang lyfts PSR fram som ett viktigt verktyg att bedöma anläggningens fortsatta status, inte minst avseende åldringsaspekter för långa drifttider. Bland annat lyfter man fram att det är viktigt att genomföra tidsberoende analyser för vissa nyckelparametrar som beskriver anläggningen åldringsstatus, speciellt för långa drifttider:

- IAEA:s Safety Guide [8] lyfter fram tidsberoende analyser av åldringsfenomen och TH:s åldringshanteringsprogram som viktiga komponenter i en PSR.
- IAEA:s rapport [12] om säkerhetsaspekter för långtidsdrift av reaktorer (SALTO) rekommenderar att en redovisning av tidsberoende analyser ska utgöra ett villkor för drift av reaktorer under långa tider.
- CNRA:s rapport [48] om utmaningar för myndigheter i samband med långtidsdrift av reaktorer pekar på att tidsberoende analyser bör vara ett medel att bedöma viktiga komponenters integritet med hänsyn till åldring under långa drifttider.
- STUK i Finland arbetar systematiskt med tidsberoende analyser i granskningen [49] av de finska reaktorägarnas PSR. I STUK:s granskning av PSR har man koncentrerat sig särskilt på åldringsfrågor och då speciellt utmattning och bestrålningsförsprödning. STUK kräver att de finska anläggningarna har ett åldringshanteringsprogram som regelbundet följs upp av STUK och där en samlad värdering av dessa program görs i samband med PSR granskningen.

⁴ Inlämnad till SSM.



För närvarande pågår en uppdatering av SSM:s styrdokument [50] för granskning av PSR. Där finns ytterligare vägledning om hur SSM lämpligen granskar hur TH hanterar åldringsfrågor i samband med PSR. Utredningen anser att följande åtgärder behöver utföras av TH i samband med en PSR där en reaktor drivs 40 år eller längre:

1. TH behöver genomföra tidsberoende analyser av reaktortankens försprödningsgrad och dess betydelse för den strukturella integriteten. I dessa analyser ingår HTG-analyser, en uppskattning av segheten i övre platåområdet, acceptabla sprickstorlekar i härdområdet samt frekvensen för läckage och brott i härdområdet.
2. TH behöver genom analyser visa att för utmattning känsliga områden av reaktor anläggningen uppkommer inga oacceptabla risker för utmattningssprickor fram till analysperiodens slut. I analyserna bör hänsyn tas till reaktorvattenmiljöns inverkan. Analyserna kan även behöva kompletteras med skadetålighetsanalyser och utökade provningsinsatser.
3. TH behöver redovisa ackumulerat antal inträffade transienter i reaktorn samt förväntat antal transienter fram till analysperiodens slut som sedan jämförs mot den transientbudget som ligger till grund för reaktorns konstruktion.
4. TH behöver genomföra analyser för icke-ingjutna spännkablar i reaktorinneslutningen som visar på spännkraftens variation som funktion av tiden.
För reaktorinneslutningar där cementinjicerade spännkablar har använts behöver statusen av spännkraftsförlusterna uppskattas fram till analysperiodens slut inklusive risken för korrosion samt vilka påverkande miljöfaktorer som finns. Dessutom bör en plan anges av hur spännkraftsförlusterna ska kunna predikteras med validerade beräkningsmetoder alternativt undersökas med hjälp av provningsmetoder som tar hänsyn till utvecklingen av teknik och vetenskap.
5. Ringhals AB behöver i tillräcklig omfattning kartlägga storleken av de återvärmningssprickor under svetspläteringen som uppstod vid påsvetsning av pläteringen av reaktortanken Ringhals 2. Dessa sprickor behöver analyseras med avseende på deras betydelse för den strukturella integriteten av reaktortanken.

Mer information om hur dessa analyser lämpligen genomförs och vilka acceptanskriterier som bör gälla avseende punkt 1 till 5 ovan, finns i SSM utredningsrapport [7]. SSM behöver granska dessa analyser i samband med nästa PSR för respektive reaktor. För samtliga reaktorer kommer antalet driftår att vara 40 år eller mer vid nästa PSR.

I samband med PSR bör även läggas större vikt vid tillståndshavarnas sätt att hantera åldringsfrågor för el- och kontrollutrustning, än vad som tidigare



varit fallet. Detta innefattar även ökad omfattning av granskningsarbetet. Det bör förtydligas vilka krav som myndigheten ställer vad gäller omfattning och innehåll av analyser och annan information avseende el- och kontrollutrustning för långa drifttider. I avsnitt 6.7 finns mer detaljerade rekommendationer avseende el- och kontrollutrustning i samband med PSR.



7. Diskussion

I detta avsnitt ges förslag till skärpta krav för tillståndshavarna samt förbättringar och förtydliganden av både SSM:s tillsyn och av SSM:s föreskrifter och allmänna råd med hänsyn till långtidsdrift av åldrande kärnkraftanläggningar.

7.1 Förslag till skärpta krav för tillståndshavarna samt förbättringar/förtydliganden av SSM:s tillsyn med hänsyn till långtidsdrift

De åtgärder som tillståndshavarna behöver vidta samt förbättringar eller förtydliganden av SSM:s tillsyn inför längre drifttider än ca 40 år beskrivs i avsnitt 7.1.1 - 7.1.6. I många fall är förbättringar av SSM:s tillsyn sammanflätade med behovet av motsvarande uppdatering av SSM:s föreskrifter och allmänna råd. I avsnitt 7.2 lyfts särskilt fram de förbättringar eller förtydliganden som utredningen bedömer behövs för SSM:s föreskrifter och allmänna råd.

7.1.1 Bestrålningsförsprödning av reaktortank

För att tillförsäkra att bestrålningsförsprödning av reaktortankstålet inte innebär några oacceptabelt höga risker är följande krav och tillsynsinsatser aktuella för längre drifttider än ca 40 år:

1. Programmet för surveillanceprovning behöver arbetas om av TH och anpassas till en förlängd drifttid. Detta föranleds bland annat av inverkan under lång tid av vissa legeringsämnen till försprödningen (Late Blooming Phase) samt att en brist på provstavar kan uppstå. SSM behöver granska dessa omarbetade program för surveillanceprovning.
2. TH behöver genomföra tidsberoende analyser av reaktortankens försprödningsgrad och dess betydelse för den strukturella integriteten. I dessa analyser ingår HTG-analyser, en uppskattning av segheten i övre plåtområdet, acceptabla sprickstorlekar i härdområdet samt frekvensen för läckage och brott i härdområdet. Mer information om hur dessa analyser lämpligen genomförs och vilka acceptanskriterier som bör gälla finns i SSM utredningsrapport [7]. SSM behöver granska dessa analyser i samband med nästa PSR för respektive reaktor vilka innefattar minst 40 års drift för samtliga reaktorer.
3. TH och SSM behöver följa och stödja forskningsprojekt som handlar om försprödningsmekanismer för reaktortankstål och långa drifttider.

SSM:s föreskrifter SSMFS 2008:13 behöver utvecklas och förtydligas med avseende på krav och förutsättningar som ska gälla för uppföljning av reaktortankens försprödningsgrad med hänsyn till neutronbestrålning och dess betydelse för den strukturella integriteten.

7.1.2 Utmattning

För att tillförsäkra att utmattningspåkänningar av kärnkraftreaktorerna inte innebär några oacceptabelt höga risker är följande krav och tillsynsinsatser aktuella för längre drifttider än ca 40 år:

1. TH behöver genom analyser visa att för utmattningskänsliga områden av reaktorläggningen uppkommer inga oacceptabla risker för utmattningssprickor fram till analysperiodens slut. I analyserna bör hänsyn tas till reaktorvattenmiljöns inverkan. Mer information om hur dessa analyser lämpligen genomförs och vilka acceptanskriterier som bör gälla finns i SSM utredningsrapport [7]. SSM behöver granska dessa analyser i samband med nästa PSR för respektive reaktor vilka innefattar minst 40 års drift för samtliga reaktorer. Analyserna kan även behöva kompletteras med skadetålighetsanalyser och utökade provningsinsatser.
2. TH behöver redovisa ackumulerat antal inträffade transienter i reaktorn samt förväntat antal transienter fram till analysperiodens slut som sedan jämförs mot den transientbudget som ligger till grund för reaktorns konstruktion. I detta sammanhang bör det särskilt beaktas om de inträffade transienterna bedöms vara värre (t.ex. ske snabbare eller med ett större temperaturomfång) än för den transientbudget som finns i konstruktionsförutsättningarna.

SSM:s föreskrifter SSMFS 2008:13 behöver ses över med avseende på de krav och förutsättningar som ska gälla för uppföljning av reaktorns utmattningsgrad för långa drifttider samt krav på redovisning av ackumulerat antal transienter i reaktorn. Det bör även finnas någon form av automatisk registrering av inträffade transienter samt definierade mätpunkter och kriterier som anger start- och stoppvillkor för transienterna.

7.1.3 Termisk åldring av gjutet rostfritt stål och svetsgods

De undersökningar som gjorts beträffande austenitiskt gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods visar att skadlig försprödning på grund av termisk åldring för de svenska kärnkraftanläggningarna inte är sannolik vid drifttider på ca 40 år. För ännu längre drifttider (uppåt 60 år) behöver kompletterande undersökningar och forskning göras inom området termisk åldring. Primärt bör en djupgående litteraturstudie inom området genomföras. För närvarande är bedömningen att kravbilderna och tillsynsinsatserna inom området är tillräckliga.

7.1.4 Övrig åldring av metalliska material och polymera konstruktionsmaterial

De krav SSM ställer i föreskrifterna SSMFS 2008:1, SSMFS 2008:13 och SSMFS 2008:17 avseende miljötålighet, åldringshantering, kontroll och provning är i huvudsak tillräckliga och ändamålsenliga. Vissa preciseringar och förtydliganden är dock nödvändiga för att säkerställa att tillståndshavarna fortsätter att ha ett förebyggande förhållningssätt och hanterar de mekanismer som kan ge upphov till skador i metalliska och polymera material på ett säkerhetsmässigt riktigt sätt.

1. Av allmänna råd till 3 kap. 1 § SSMFS 2008:13 följer att alla kända skademekanismer bör beaktas vid kontrollgruppsindelningen. En genomförd genomgång av tillståndshavarnas dokument PBM1 [32] visar att så inte alltid är fallet. Det kan därför finnas skäl att omforma dessa allmänna råd till bestämmelser i föreskrifterna. I likhet med vad som rekommenderades i [1] bör inför långtidsdrift genomföras en mer ingående undersökning hur tillämpningen av kontrollgruppering, kontrollurval och kontrollprogram fungerar på kärnkraftsanläggningarna.
2. Kraven i 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd om åldringshantering och åldringshanteringsprogram behöver ses över i ljuset av planerna på långtidsdrift. Myndigheten har tidigare preciserat sin syn på åldringshanteringsprogram i en utredning [33] och krav har ställts på ändringar och kompletteringar av anläggningarnas säkerhetsredovisningar avseende styrning av åldringshantering. Uppföljande gransknings- och inspektionssinsatser är nu planerade. Resultaten av dessa får visa vilka förtydliganden och ändringar av krav på och allmänna råd om åldringshantering som kan behövas.
3. Med hänsyn till längre drifttider än ca 40 år kan kontrollprogrammen behöva justeras och hänsyn tas till nya forskningsresultat. Det gäller:
 - IGSCC, både för initiering och tillväxt av sprickor och speciellt för Nuclear Grade material. Här behöver fastställda acceptanskriterier tas fram för spricktillväxtdata.
 - IASCC, där även här acceptanskriterier för spricktillväxtdata behöver tas fram.
 - PWSCC, där kvantitativ förståelse för initieringsmekanismerna är centralt för att få effektiva kontrollprogram.
 - TGSCC och då speciellt med hänsyn till initiering av sprickor.
 - Miljösprickning i vissa material där initieringstiden kan vara mycket lång. Vid långa drifttider behövs därför skärpt uppmärksamhet mot sådana fenomen, dvs. man behöver om möjligt fånga upp helt okända skademekanismer men även kända skademekanismer som uppträder på oväntade ställen.



4. Effekthöjningar och moderniseringar innebär förändrade betingelser i anläggningarna som måste beaktas vad gäller FAC. Eftersom olyckor fortsätter att ske internationellt behöver SSM utöka tillsynen främst kopplat till prioriteringar och faktiskt genomförande vad gäller inspektioner av åldringshanteringsprogram och kontrollprogram. Detta är relevant också inför längre drifttider än ca 40 år.
5. Med anledning av förekomst av TGSCC behöver tillsynsnivån ökas vad gäller tillståndshavarnas genomförande av egenkontroll beträffande kloridkontamination.
6. Dagens krav på miljötålighet i 17 § SSMFS 2008:17 med tillhörande allmänna råd om miljökvalificering behöver utvecklas och preciseras även för polymera konstruktionsmaterial. Detta gäller speciellt kraven på program för miljökvalificering och hur dessa program följs upp över tid när nu flertalet kärnkraftverk planerar driva anläggningarna utöver ursprungligt analyserad/konstruerad drifttid.
7. Med hänsyn till brister i från tillståndshavarna avseende rapporterade polymera konstruktionsmaterial i reaktorinneslutningarna, med tillhörande program för etablering och upprätthållande av kvalificering, bedöms tillsynsnivån som otillräcklig och behöver ökas inför längre drifttider än ca 40 år.

7.1.5 Åldring och kontrollfrågor för betongkonstruktioner

För att tillförsäkra att åldringpåverkan på kärnkraftreaktorernas betongkonstruktioner (med särskild fokus på reaktorinneslutningen) inte innebär några oacceptabelt höga risker, är följande krav och tillsynsinsatser aktuella för längre drifttider än ca 40 år:

1. TH behöver verifiera utseendet av betongkonstruktioner mot det ursprungliga ritningsunderlaget för att identifiera avvikelser som kan leda till degradering som t.ex. korrosion. Ett handlingsprogram behöver tas fram då sådana avvikelser upptäcks.
2. TH behöver genomföra analyser för icke-ingjutna spännkablar i reaktorinneslutningen som visar på spännkraftens variation som funktion av tiden. För reaktorinneslutningar där cementinjicerade spännkablar har använts behöver statusen av spännkraftsförlusterna uppskattas fram till analysperiodens slut inklusive risken för korrosion samt vilka påverkande miljöfaktorer som finns. Dessutom bör en plan anges av hur spännkraftsförlusterna ska kunna predikteras med validerade beräkningsmetoder alternativt undersökas med hjälp av provningsmetoder som tar hänsyn till utvecklingen av teknik och vetenskap. Mer information om hur dessa analyser lämpligen genomförs och vilka acceptanskriterier som bör gälla finns i SSM utredningsrapport [7]. SSM behöver granska dessa analyser i samband med nästa PSR för respektive reaktor vilka innefattar minst 40 års drift för samtliga reaktorer.



3. Beräkningsmetoder och OFP-metoder behöver utvecklas för att kontrollera statusen mer generellt på ingjutna spännkablar i reaktorinneslutningen.
4. För varje reaktor behöver TH identifiera kritiska områden med avseende på reaktorinneslutningens täthet och bärförmåga under olika belastningsfall. För dessa områden behöver även undersökas vilka provningsmetoder inom OFP och vilka krav på dessa som är lämpliga att ställa för tillståndskontrollerna.
5. TH behöver kontrollera tätplåtens tillstånd så att ingen skadlig korrosion uppstår. Här behöver även effektiva OFP-metoder utvecklas för kontroll av ingjutna tätplåtar, särskilt i de fall där åtkomsten från närliggande sida är begränsad.
6. TH behöver dokumentera data som fukt och temperatur som omger utsatta delar av betongkomponenter i en reaktorläggning för att kunna bestämma risken för degradering.
7. Inom följande områden behöver kunskap och/eller metoder utvecklas genom olika FoU-projekt:
 - Bestrålningseffekter på betong i vissa utsatta delar.
 - Påverkan från strömmar i jordlinjenät och elektromagnetiskt inducerade strömmar på korrosionsförlopp för ingjutna stålkonstruktioner i betong.
 - Metoder för kontroll av spännkraftförluster i ingjutna spännkablar.
 - Modeller för att prediktera uttorkning och krympning av reaktorinneslutningens betong och dess påverkan på ingjutna spännkablares kraftförluster.
 - Metoder för kontroll av tjocka betongkomponenter med OFP.

7.1.6 El- och kontrollutrustning

För att tillförsäkra att åldringpåverkan på kärnkraftreaktorernas el- och kontrollutrustning inte innebär några oacceptabelt höga risker, är följande krav och tillsynsinsatser aktuella för längre drifttider än ca 40 år:

Rekommenderade förändringar av tillsynsinsatser

1. SSM:s tillsyn av tillståndshavarnas åldringshanteringsprogram bör förstärkas i samband med att reaktorerna blir allt äldre för att säkerställa att tillståndshavarna har tillräcklig kontroll över åldrande utrustning och att nödvändiga skadeförebyggande och skadeavhjälpande åtgärder fortlöpande vidtas.
2. En del av den förstärkta tillsynen av åldringshanteringsprogrammen ska särskilt gälla hantering av miljökvalificering och uppdaterad miljökvalificering samt tillståndskontroll av olika slag av icke utbytta komponenter.
3. Samtliga svenska tillståndshavare har ett miljökvalificeringsprogram. De strategier som för närvarande används i Sverige och det arbete som bed-



rivs inom miljökvalificering kan vara applicerbart även vid långa drifttider. En förnyad genomgång av kvalificeringsprogrammen kan dock behövas för att säkerställa korrekt hantering och uppföljning vid långa drifttider. Det gäller t.ex. för accelererad åldring. Utredningen rekommenderar även en övergång till att använda tillståndsbaserad kvalificering som komplement till att endast använda kvalificering av ursprunglig definierad livstid, då det bättre säkerställer att komponenterna fungerar på avsett sätt.

4. När den kvalificerade livstiden är slut behöver komponenter bytas ut mot nya kvalificerade ersättningskomponenter för resterande drifttid eller bevisas ha en viss fortsatt livslängd vilket kräver en uppdaterad kvalificering. Denna del av åldringshantering är mycket viktig och här bör en ökad uppföljning ske av tillståndshavarnas arbete.
5. Inom området tillståndskontroll bör en utökad övervakning ske av komponenters omgivningsmiljö under drift inför långa drifttider. Det krävs för att försäkra sig om att omgivningsmiljön inte är strängare än den som är ansatt i tidigare miljökvalificeringar. Detta är särskilt viktigt efter effekthöjningar. Här behövs en ökad uppföljning av tillståndshavarnas arbete, för att försäkra sig om att denna kunskap omsätts i rutiner och tillämpas i tillräcklig omfattning inför långa drifttider.
6. SSM behöver bedriva fördjupade tillsynsaktiviteter avseende tillståndshavarnas kunskapsöverföringsprogram inom el- och I&C-området för att försäkra sig om att relevant kunskap om äldre utrustning av betydelse för säkerheten lever vidare.
7. SSM:s tillsynsstrategi behöver ses över och dokumenteras för de nya allt mer komplexa och programvarubaserade digitala el- och I&C-systemen som introduceras i samband med moderniseringar. Översynen görs lämpligen i en utredning med stöd av forskningsuppdrag. Denna översyn av tillsynsstrategin har även bäring mot eventuella nya kärnkraftverk.
8. Reservdelar som legat länge i lager, vilka kan ha okänd åldringsstatus, kan utgöra en potentiell säkerhetsrisk. Här spelar även lagringsmiljön in avseende åldring av reservdelar. Dessutom har det uppmärksammats nyligen att ersättningsreservdelar inte har samma robusthet eller samma egenskaper som originalreservdelar. För detta område bedömer utredningen att det krävs en ökad uppmärksamhet i tillsynen. Ytterligare ett problem som har dykt upp, vilket kräver ökad uppmärksamhet avseende ersättningsreservdelar är s.k. falska produkter. Dessa kan vara svåra att upptäcka då även olika ursprungsintyg är falska men ser riktiga ut. Problemet med falska produkter är ett generellt problem, och finns inte bara för el- och I&C-utrustning.

Rekommenderade förändringar av krav

9. Det finns behov att klarlägga krav och tillämpningsanvisningar för vad som ska ingå i den återkommande helhetsbedömningen inför långa drifttider avseende åldringsfrågor och åldringshantering för el- och kontrollutrustning. Bl.a. rekommenderas att SSM ställer tydligare krav på



att tillståndshavarna redovisar mer analyser inför långa drifttider samt att det bör förtydligas vilka krav som SSM ställer vad gäller omfattning och innehåll av analyserna.

10. Det är viktigt att uppföljning av komponenter efter installation är en del av programmen för åldringshantering. I de nuvarande föreskrifterna SSMFS 2008:1 och SSMFS 2008:17 finns i de allmänna råden endast rekommendationer på att det ska finnas olika aktiviteter som rör själva åldringsmekanismerna.
11. I programmen för åldringshantering bör finnas förteckningar över utrustning, som genom analyser resulterar i krav på åldringshantering. Förteckningarna bör även innehålla utrustningarnas aktuella åldringsstatus.
12. Rapporteringskraven för tillståndshavarna bör utökas avseende åldringsfrågor inom el och I&C inför långa drifttider. Rapporteringen bör omfatta viktiga resultat från åldringshanteringsprogrammen samt sammanfattningar av statusen på kablar och övrig utrustning som indikerar åldringsproblem. Kraven på åldringshanteringsprogrammen i 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 behöver förtydligas i detta avseende. Statusrapporteringen bör utgå från genomförda tillståndskontroller. Den utökade rapporteringen kan lämpligen göras i samband med årsrapporten enligt 7 kap. 3 § SSMFS 2008:1. I samband med den återkommande helhetsbedömningen bör en samlad värdering och sammanfattning av den årliga rapporteringen ske.
13. I enlighet med IAEA:s riktlinjer rekommenderas att teknologisk åldring (utfasning) bör vara en del i programmen för åldringshantering hos svenska tillståndshavarna, vilket är särskilt viktigt för I&C-utrustning. Teknologisk åldring behöver då följas upp mer ingående i SSM:s tillsyn.

7.2 Förslag till förbättringar/förtydliganden av SSM:s föreskrifter inklusive allmänna råd med hänsyn till långtidsdrift

Utredningen har identifierat följande behov av att förbättra eller förtydliga SSM:s föreskrifter inklusive allmänna råd inför längre drifttider än ca 40 år av åldrande kärnkraftanläggningar:

1. SSM:s föreskrifter SSMFS 2008:13 behöver utvecklas och förtydligas med avseende på krav och förutsättningar som ska gälla för uppföljning av reaktortankens försprödningsgrad med hänsyn till neutronbestralning och dess betydelse för den strukturella integriteten.
2. SSM:s föreskrifter SSMFS 2008:13 behöver ses över med avseende på de krav och förutsättningar som ska gälla för uppföljning av reaktorns utmattningsgrad för långa drifttider. Det gäller även krav på redovisning av ackumulerat antal inträffade transienter i reaktorn samt förväntat antal transienter fram till analysperiodens slut som



- sedan jämförs mot den transientbudget som ligger till grund för reaktorns konstruktion. Det bör även finnas någon form av automatisk registrering av inträffade transienter samt definierade mätpunkter och kriterier som anger start- och stoppvillkor för transienterna.
3. Kraven i 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd om åldringshantering och åldringshanteringsprogram behöver ses över för åldring av metalliska material och polymera konstruktionsmaterial med hänsyn till långa drifttider.
 4. Kraven i 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd om åldringshantering och åldringshanteringsprogram behöver förtydligas med avseende på åldring av utrustning för el och I&C, se punkterna 9-13 i avsnitt 7.1.6.
 5. Allmänna råd till 3 kap. 1 § SSMFS 2008:13 behöver förtydligas så att alla kända skademekanismer beaktas vid kontrollgruppsindelningen.
 6. Kravet på miljötålighet i 17 § SSMFS 2008:17 med tillhörande allmänna råd om miljökvalificering behöver utvecklas och preciseras för polymera konstruktionsmaterial. Detta gäller speciellt kraven på program för miljökvalificering och hur dessa program följs upp över långa drifttider.
 7. Nya föreskrifter behöver tas fram för betongkonstruktioner med särskild fokus på reaktorinneslutningar. Föreskrifterna bör omfatta krav på material, hållfasthetsanalyser samt kontrollmetoder som i tid kan upptäcka eventuella åldringsfenomen. Det gäller även åldring av spännkablar och ingjutna tätplåtar i reaktorinneslutningen.
 8. Kraven i 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 med tillhörande allmänna råd om återkommande helhetsbedömning av anläggningens säkerhet och strålskydd behöver förtydligas och utvidgas med avseende på redovisning av åldringsfrågor och speciellt sådana tidsberoende analyser som behöver genomföras med hänsyn till drift längre än 40 år, se avsnitt 6.8.

8. Slutsatser och rekommendationer

Utredningen bedömer att många av de skade- och åldringsmekanismer som förekommer i de svenska kärnkraftanläggningarna omhändertas på ett tillfredsställande sätt med idag tillämpade kontrollprogram och åldringshanteringsprogram och bör således ge goda förutsättningar för säker drift även vid långa drifttider. Utredningen har emellertid belyst ett antal områden där fortsatta kontroller, analyser och utveckling av metoder och kunskap behövs för att programmen för kontroll och åldringshantering på ett mer effektivt sätt ska kunna fånga upp tidiga indikationer som tyder på säkerhetsbrister till följd av kärnkraftanläggningars långa drifttider. Det gäller dels att om möj-



ligt fånga upp helt okända skademekanismer men även kända skademekanismer som uppträder på oväntade ställen.

Vid effekthöjningar, som främst innebär en ökad flödes hastighet i vissa system samt högre neutron doser, gäller det att vara uppmärksam mot ökad risk för flödes assisterad korrosion (FAC) och vibrationer samt ökad risk för bestrålningsförprödning av reaktortank och bestrålningsinducerad spänningskorrosion (IASCC) för interna delar. För miljö kvalificerad el-, instrumenterings- och kontroll utrustning bör skärpt uppmärksamhet riktas på komponenters omgivningsmiljö efter effekthöjningar så att denna inte är strängare än i den ursprungliga miljö kvalificeringen.

Utredningen bedömer att följande åldringsrelaterade förhållanden kommer att vara avgörande för om en reaktor kan drivas vidare under långa tider med bibehållen säkerhet:

1. Ett bra åldringshanteringsprogram tillämpas där tillståndshavarna (TH) har:
 - mycket god kunskap om åldring påverkande faktorer för alla ingående komponenter av betydelse för säkerheten i en reaktor anläggning.
 - tillräckligt bra dataunderlag som innehåller alla nödvändiga uppgifter om samtliga komponenter (bl.a. ingående material och miljöförhållanden) som behövs för att bedöma deras åldringsstatus.
 - ett effektivt program som innebär att man regelbundet provar eller övervakar reaktor anläggningen med avseende på åldring.
 - uppgifter om de kontroll-, utbytes- och underhålls åtgärder som komponenterna har genomgått (inklusive resultaten av dessa åtgärder) samt de kontroll- och underhålls åtgärder som planeras med hänsyn till risken för åldring.
 - uppgifter om hur stora degraderingar som kan accepteras.
 - en handlingsplan som i detalj beskriver vilka åtgärder som ska vidtas vid tecken på åldring så att säkerhetskraven tillgodoses. Det kan gälla t.ex. utbyte, reparationer, förbättrad vatten kemi eller fortsatt övervakning.
2. Analyser bör ha genomförts av TH i samband med återkommande helhetsbedömningar som beskriver anläggningens åldringsstatus över tid för vissa nyckelparametrar som t.ex. bestrålningsförprödning av reaktortank, utmattning av reaktorkomponenter och spännkraftsförluster i reaktorinneslutningen. Det gäller även analyser och statuskontroller (tillståndskontroll) av säkerhetskritiska elektriska kablar.
3. En effektiv myndighetstillsyn och ändamålsenliga föreskrifter där SSM tar sitt ansvar för att se till att TH har god kontroll över sina åldrande anläggningar. Det innebär dels att TH i tid kan upptäcka tecken på åldring i alla delar av en reaktor anläggning, dels att TH vidtar lämpliga åtgärder om tecken på åldring påverkan upptäcks, dels att förebyggande åtgärder tillämpas så att skadlig åldring förhindras. I



utredningen har förslag givits på förbättringar och förtydliganden av SSM:s tillsyn och föreskrifter inklusive allmänna råd med hänsyn till drift av åldrande reaktorer under långa tider.

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



9. Referenser

- [1] Tillsyn och förutsättningar för långa drifttider av åldrande kärnkraftanläggningar, Utredningsrapport SSM 2010/659, 2010-11-29.
- [2] Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Safety Report Series No. 57, IAEA, 2008.
- [3] Åldringsmekanismer som kan påverka i ett långtidsperspektiv, Utredningsrapport SSM 2011/831, 2012-04-03.
- [4] 2010 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, section III, Division 1 - Subsection NB, Class 1 Components, Rules for Construction of Nuclear Facility Components, ASME, July 2011.
- [5] Utredningsrapport avseende oförstörande provningsmetoders förutsättningar och möjligheter för kontroll av betongkonstruktioner i kärnkraftverk, Utredningsrapport SSM 2011-800-2, 2012-05-10.
- [6] Åldrande el- och kontrollutrustning i svenska kärnkraftverk inför längre drifttider än de ursprungligt var konstruerade för, Utredningsrapport SSM2011-317-6, 2012-10-18.
- [7] Redovisning av åldringsrelaterade tidsberoende analyser för långa drifttider i samband med återkommande helhetsbedömningar, Utredningsrapport SSM 2012-1302-1, 2012-04-10.
- [8] Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Revision of Safety Guide No. NS-G-2.10, Draft Safety guide DS426, IAEA, 2011.
- [9] Ageing Management for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.12, IAEA, 2009.
- [10] Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.6, IAEA, 2002.
- [11] Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water Reactors, Technical Reports Series No. 448, IAEA, 2006.
- [12] Final Report of the Extrabudgetary Programme on Safety Aspects of Long Term Operation (SALTO) of Water Moderated Reactors, IAEA-EBP-SALTO, IAEA, July 2007.
- [13] Standard practice for conducting test for light-water cooled nuclear power reactor vessel, ASTM E 185-82, American Society for Testing and Materials, 1982.
- [14] Föreskrifter för tryckkärllsäkerhet i kärnkraftanläggningar och i anläggningar för lagring av använt kärnbränsle, FTKA, Statens Kärnkraftinspektion, 1988.
- [15] Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, USNRC Regulatory Guide 1.99, Rev. 2, May 1988.
- [16] IAEA Technical Meeting on Irradiation Embrittlement and Life Management of Reactor Pressure Vessels (RPV) in NPPs, 18 - 22 October 2010, Znojmo, Czech Republic,
<http://www.iaea.org/NuclearPower/Engineering/Meetings/2010-10-TM-Czech.html>



- [17] M. Kirk, A Wide-Range Embrittlement Trend Curve for Western RPV Steels. International Symposium Fontevraud 7, Avignon France, September 2010.
- [18] P. Efsing, C. Jansson, T. Mager, G. Embring, Analysis of the Ductile-to-Brittle Transition Temperature Shift in a Commercial Power Plant with High Nickel Containing Weld Material, Journal of ASTM International, Vol. 4, No. 7, July 2007.
- [19] Strömbro, J. and Dahlberg, M., Evaluation of the Technical Basis for New Proposals of Fatigue Design of Nuclear Components, SSM Research Report 2011:04, January 2011.
- [20] Fatigue Evaluation Including Environmental Effects, Section III, Division 1, ASME Code Case N-792, September 2010.
- [21] Fatigue Design Curves for Light Water Reactors (LWR) Environments, ASME Code Case N-761, September 2010.
- [22] Steingrimsdottir, K., A Fatigue Analysis Including Environmental Effects for a Pipe System in a Swedish BWR, SSM Research Report 2011:30, October 2011.
- [23] Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials, ANL, NUREG/CR-6909, USNRC, February 2007.
- [24] Higuchi, M., Nomura, Y., Sakaguchi, K. and Hirano, A., 2007. Final proposal of environmental fatigue life correction factor (F_{em}) for structural materials in LWR water environment, Proceedings of PVP-2007, ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference.
- [25] Novotny, T. et al, Challenges Associated with License Renewal Fatigue Evaluations for an Older-Vintage BWR Plant, PVP2010-25329, Proceedings of PVP-2010, ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference.
- [26] E-post 2010-09-28 till SSM, Björn Brickstad från Mats Yngvesson, OKG Aktiebolag, SSM 2010/659.
- [27] E-post 2010-09-21 till SSM, Björn Brickstad från Jan Lagerström, Ringhals AB, SSM 2010/659.
- [28] E-post 2010-10-04 till SSM, Björn Brickstad från Lars-Olof Edling, Forsmarks Kraftgrupp AB, SSM 2010/659.
- [29] Jan Wåle, Effect of Thermal Ageing on the Mechanical Properties of Cast Stainless Steel – A Literature Review. SKI-projekt 13.2-0879/90, SA/FoU-Rapport 90/10.
- [30] C. Jansson, Degradation of Cast Stainless Steel Elbows after 15 Years in Service, Fontevraud II, International Symposium, 10-14 September 1990.
- [31] TBM, Tekniska bestämmelser för mekaniska anordningar. Utgåva 5, 2008-03-06.
- [32] PBM1, Provningsbestämmelser för mekaniska anordningar, Utgåva 5, 2008-07-09.
- [33] Åldringshanteringsprogram - Behov och Innehåll, SKI-Utredningsrapport, Ref. 10738, Docs nr 50040, 2006-09-07.



- [34] Utredning kring reaktorinneslutningar – konstruktion, skador samt kontroller och provningar, SKI Rapport 02:58, januari 2003.
- [35] Betonginneslutningar i svenska kärnkraftverk, SKI Rapport 02:59, December 2002.
- [36] Force Technology Report - Concrete containment management using Finite Element technique combined with in-situ Non-destructive Testing of conformity with respect to design and construction quality (CONMOD) – Main report, 2005.
- [37] 10CFR50 Appendix J – 10/26/95- Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors.
- [38] Technical Report, CONMOD – Utvärdering av inneslutningen vid Barsebäck 1 Steg 1: Förberedande strukturanalyser, SCTE/02401/TR-01 utgåva 1, 2002-11-18.
- [39] A decade of CSNI Activities in the Area of Ageing of Nuclear Power Plant Concrete Structures, NEA/CSNI/R(2008)14, December 2008.
- [40] P. Andersson. Structural Integrity of Prestressed Nuclear Reactor Containments. Report TVBK -1035. Doktorandprojekt, Lunds Tekniska Högskola, Lund 2007.
- [41] T. Roth. Langzeitverhalten von Spannstählen in Betongkonstruktionen. Licentiatprojekt, KTH, Stockholm, 2004 (Även utgiven som: T. Roth, H. Sundquist, Lifetime Issues Concerning Prestressing Steel in Concrete Structures).
- [42] Frågeställningar avseende elektriska kontakteringar vid långa drifttider inom svensk kärnkraft, SSM2011-2253, Rapport PX15367, SP Sveriges Tekniska Forskningsinstitut, 2011-12-16.
- [43] Condition Monitoring Techniques for Electric Cables used in Nuclear Power Plants, US NRC Regulatory Guide 1.218, April 2012.
- [44] Kvalificering av elkomponenter i kärnkraftverk, del A Hantering av åldring, del B Underlag till hantering av åldring, SKI Rapport 01:17, Maj 2002.
- [45] SCC and Cable Ageing Project (SCAP), Final Report, OECD/NEA, June 2010.
- [46] Defence in Depth of Electrical Systems and Grid Interaction, Final DIDEYSYS Task Group Report, NEA/CSNI/R(2009)10, November 2009.
- [47] El- och kontrollutrustning i kärnkraftverk – Problematik vid utbyte av åldrad utrustning, SSM Forskningsrapport 2012:16, ref. SSM2011-2254, ÅF Industry AB, 2012.
- [48] Challenges in Long-Term Operation of Nuclear Power Plants - Implications for Regulatory Bodies, NEA/CNRA/R(2012)5, OECD 2012.
- [49] Safety Assessment of Olkiluoto NPP units 1 and 2, STUK-B 111, February 2010.
- [50] Granskning av återkommande helhetsbedömning (PSR) av kärntekniska anläggningar, Styrdokument SSM, STYR2011-123, (draft) 2012.



- [51] Transientregistrering vid OKG, Tillsynsrapport, SSM2011-36-33, SSM, 2011-04-20.
- [52] Beskrivning av Eurokoder för betongkonstruktioner, SSM Forskningsrapport 2010:39, december 2010.
- [53] Utvärdering av regler och normer för betongkonstruktioner i svenska kärnkraftanläggningar, SSM Forskningsrapport 2010:37, december 2010.
- [54] Framtagning av handbok för analys och dimensionering av nukleära byggnadskonstruktioner – HNB, Avtal avseende forskningsuppdrag, SSM 2011/1038, 2011-06-08.