



Rapport (Diariedokument)

Datum: 2020-06-16

Diariennr: SSM2019-3499

Dokumentnr: SSM2019-3499-4

Process: 7.3

Handläggare: Fredrik Forsberg
Arbetsgrupp: Elena Calota, Sofia Lillhök
Samråd: Kostas Xanthopoulos
Godkänt av: Michael Knochenhauer

Granskningsrapport tidsberoende analyser Ringhals 3 och 4

Sammanfattning

Vid konstruktion och analys av de svenska kärnkraftverken har i många fall antaganden om en drifttid på 40 år använts. Vid drifttider längre än den ursprungligt analyserade behöver därför de analyser som baseras på dessa antaganden ses över vad gäller ny drifttid, åldringsfenomen och nyvunna rön för att säkerställa att anläggningen fortsatt kan drivas på ett säkert sätt. Dessa förnyade analyser benämns vanligtvis tidsberoenden analyser (engelska *Time Limited Ageing Analysis, TLAA*) och Strålsäkerhetsmyndigheten rekommenderar i utredningsrapporten SSM 2010/659-11 att tillståndshavaren redovisar dessa i samband med den återkommande helhetsbedömning då anläggningen (under den analyserade perioden) överskrider 40 års drifttid.

Strålsäkerhetsmyndigheten har inom ramen för Ringhals helhetsbedömning av Ringhals 3 och Ringhals 4 granskat redovisade tidsberoende analyser och den metodik Ringhals AB har använt för att identifiera dessa. De TLAA som Ringhals AB redovisat är generellt framtagna för 60 års drift och inkluderar bland annat lågcykelutmattnings, neutronförsprödning, termisk åldring samt inneslutningens spännkablar.

SSM bedömer att RAB med använd metodik uppfyller kraven avseende att identifiera de system, strukturer och komponenter som analyserats för en begränsad drifttid. SSM har vidare bedömt att RAB, genom redovisade tidsberoende analyser, visat att det finns förutsättningar att uppfylla de bedömda kraven efter ursprungligt analyserad drifttid.



Innehåll

1	Bakgrund.....	3
2	Syfte med granskningen.....	3
3	Granskningens genomförande	3
4	Underlag.....	3
5	Bedömning av metodik för identifiering av TLAA och analyserade TLAA	4
5.1	Metodik för identifiering av TLAA	4
5.2	Lågcykelutmattning inklusive miljöfaktorer.....	6
5.3	Neutronförsprödning.....	10
5.4	Termisk åldring.....	15
5.5	Huvudcirkulationspumparnas svänghjul.....	23
5.6	Inneslutningens spännkablar.....	24
5.7	Utmattning av kranar	27
5.8	CRDM-stegsekvenser	29
6	Samlad bedömning	29
7	Förkortningar	31
8	Referenser	32

1 Bakgrund

Vid konstruktion och analys av de svenska kärnkraftverken har i många fall antaganden om en drifttid på 40 år använts. Vid drifttider längre än den ursprungligt analyserade behöver därför de analyser som baseras på dessa antaganden ses över vad gäller ny drifttid, åldringsfenomen och nyvunna rön för att säkerställa att anläggningen fortsatt kan drivas på ett säkert sätt. Dessa förnyade analyser benämns vanligtvis tidsberoenden analyser (*Time Limited Ageing Analysis, TLAA*). Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) rekommenderar i utredningsrapporten [1] att tillståndshavaren redovisar förnyade analyser i samband med den återkommande helhetsbedömning då anläggningen, under den analyserade perioden, överskrider 40 års drifttid. SSM:s syn på tidsberoende analyser finns även dokumenterad i utredningsrapporterna [2] och [3].

SSM beslutade 2014 att Ringhals AB (RAB) skulle inkomma med redovisningar av en återkommande helhetsbedömning för Ringhals 3 (R3) och Ringhals 4 (R4) senast i april 2019 [4]. RAB har redovisat en helhetsbedömning för R3 och R4 avseende tiden fram till och med 2031, vilken SSM granskar i ärende SSM2019-3383. R3 och R4 anslöts på elnätet 1981 respektive 1983, vilket innebär att anläggningarna under den analyserade perioden passerar 40 års drifttid. RAB har i redovisningen inkluderat genomförda tidsberoende analyser och en beskrivning av den metodik som använts för att identifiera dessa. De tidsberoende analyser som RAB har redovisat är generellt framtagna för 60 års drift.

2 Syfte med granskningen

SSM tar inom ramen för granskningen av RAB:s helhetsbedömning av R3 och R4 ställning till anläggningarnas förutsättningar för fortsatt drift. En central del i detta ställningstagande utgörs av de tekniska förutsättningar för fortsatt drift, som utreds i de tidsberoende analyserna. Det övergripande målet med föreliggande granskning är således att bedöma de tekniska förutsättningarna för fortsatt drift av R3 och R4 efter ursprunglig analyserad drifttid. Om granskningen finner att vissa tidsberoende analyser blir begränsade för drift av R3 eller R4 fram till nästa helhetsbedömning, kan det bli aktuellt med ett särskilt beslut.

3 Granskningens genomförande

Granskningen har genomförts med stöd av SSM:s granskningsprocess och bedömning av kravuppfyllelse vid tillsyn [5]. Granskningen har utförts av utredarna Elena Calota, Fredrik Forsberg och Sofia Lillhök på avdelningen för kärnkraftssäkerhet, enheten för strukturintegritet och händelseuppföljning.

4 Underlag

RAB har i samband med redovisning av helhetsbedömningen av R3 och R4 redovisat tidsberoende analyser samt den metodik som använts för att identifiera dessa. RAB:s underlag består av de sammanfattande rapporterna [6]-[8], rapport avseende inventering av TLAA [9] och utförda analyser. SSM har därtill begärt in kompletterande underlag [10].

5 Bedömning av metodik för identifiering av TLAA och analyserade TLAA

Metodik för identifiering av TLAA och analyserade TLAA bedöms generellt mot krav i 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 som anger att händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ska identifieras och värderas samt att utförd värdering ska vara dokumenterad och hållas aktuell. Övriga krav framgår av respektive avsnitt.

5.1 Metodik för identifiering av TLAA

SSM förväntar sig att tillståndshavaren inför fortsatt drift av anläggningen, efter ursprungligt analyserad drifttid, identifierar alla de system, strukturer och komponenter som analyserats för en begränsad drifttid. För dessa områden behöver tillståndshavaren redovisa analyser eller på annat sätt demonstrera att anläggningen fortsatt kan drivas på ett säkert sätt. Exempel på referenser som kan användas i arbetet med att identifiera områden och tillämpliga TLAA är anläggningens säkerhetsredovisning (SAR), *IAEA International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)*, *US-NRC Standard Review Plan NUREG-1800* och SSM:s utredningsrapporter [2] och [3].

5.1.1 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1

Innan en verksamhet påbörjas, under den tid som den bedrivs och när den avvecklas, ska händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten identifieras och värderas.

Med utgångspunkt från värderingen enligt första stycket ska åtgärder genomföras så att verksamheten bedrivs på ett strålsäkert sätt.

Värderingen ska dokumenteras och hållas aktuell.

5.1.2 RAB:s underlag

RAB redogör i [9] för utfört arbete med att identifiera tillämpliga TLAA. Använd metodik är dokumenterad i [11].

I ett första steg skapas en bruttolista av generiska TLAA baserat på nationella och internationella rapporter och erfarenheter. Underlag i detta arbete har varit SSM:s utredningsrapporter [2] och [3], IAEA:s rapport *International Generic Ageing Lessons Learned* samt amerikanska myndigheten US-NRC:s rapporter *Generic Ageing Lessons Learned*ⁱ (*GALL*) och *Standard Review Plan NUREG-1800*. Dessutom har en genomgång gjorts av anläggningens säkerhetsredovisning.

I ett andra steg har RAB, utgående från bruttolistan, genomfört en utvärdering av vilka TLAA som behöver analyseras för R3 och R4. Utvärderingen baseras på kriterier i IAEA:s rapport *Safety Report Series No. 57* och finns återgivna i [9]. RAB anger att de vanligaste motiven till att en TLAA inte behöver analyseras är att ett eller flera kriterier inte är uppfyllda eller att en TLAA omhändertas av program för åldringshantering, på engelska *Ageing Management Program (AMP)*. I det senare fallet har RAB genomfört utvärdering och kontroll av att aktuellt program är tillämpligt och har en tillräcklig omfattning. Denna utvärdering och kontroll kallas vanligtvis *Ageing Management Review (AMR)*.

I ett tredje steg har RAB indelat TLAA i så kallade områden, där ett område kan omhänderta flera TLAA. Exempelvis består området *lågcykelutmattning* av fem TLAA;

ⁱ *Safety Report Series No. 82.*

lågcykelutmattning, analys av spricktillväxt, miljöinducerad spricktillväxt, termisk skiktning och utmattning av genomföringar och liner.

RAB identifierar

- 7 områden där det finns behov av att genomföra förnyade analyser
 - o lågcykelutmattning (se avsnitt 5.2),
 - o neutronförsprödning (se avsnitt 5.3),
 - o termisk åldring (se avsnitt 5.4),
 - o huvudcirkulationspumparnas svänghjul (se avsnitt 5.5),
 - o inneslutningens spännkablar (se avsnitt 5.6),
 - o utmattning av kranar (se avsnitt 5.7), och
 - o CRDMⁱⁱ-stegsekvenser (se avsnitt 5.8).
- 10 områden som helt eller delvis omfattas av program för åldringshantering
 - o återkommande kontroll,
 - o korrosion,
 - o ånggeneratortuber,
 - o interndelar,
 - o miljökvalificering,
 - o korrosion av tätplåtar,
 - o dokumentation av komponenter,
 - o vätgaskombinatorer,
 - o betongkonstruktioner, och
 - o radiologiskt skydd.
- 3 områden som inte är tillämpbara för R3 och R4
 - o sprickor under pläteringen,
 - o sättningar i mark, och
 - o läckage före brott.

RAB anger att sprickor under pläteringen (*underclad cracking*) är en typ av återvärmningssprickor som kan uppstå vid svetsning av den rostfria pläteringen mot reaktortryckkärlet. RAB konstaterar att den här typen av sprickor inte förekommer på R3 och R4.

RAB anger vidare att Ringhals 3 och 4 till stor del är anlagt direkt på berggrund. Undersökningar av berggrunden har visat att inga betydande rörelser har ägt rum under en mycket stor tidsrymd, sättningar i mark bedöms därför inte som en tillämpbar TLAA för R3 och R4.

RAB anger också för att läckage före brott-konceptet inte har tillämpats vid R3 och R4.

I [6] redogör RAB för generella acceptanskriterier för identifierade TLAA. Det krävs att ett eller flera av följande kriterier, hämtade från IAEA:s rapporter *Safety Report Series No. 57* eller *No. 82 (IGALL)*, är uppfyllda

1. Befintlig analys är giltig för den utökade drifttiden.
2. Befintlig analys har uppdaterats och visats giltig för den utökade drifttiden.
3. Åldringshantering hanteras på annat lämpligt sätt för den utökade drifttiden.

ⁱⁱ *Control Rod Drive Mechanism.*

5.1.3 SSM:s bedömning

SSM bedömer att RAB uppfyller kraven enligt 2 kap. 1 § SSMFS 2018:1 avseende att händelser och förhållanden som har betydelse för strålsäkerheten ska värderas samt att utförd värdering ska vara dokumenterad och hållas aktuell. Bedömningen baseras på att RAB redogjort för en systematisk identifiering av TLAA baserat på ett relevant underlag för generiska TLAA och genomgång av anläggningens säkerhetsredovisning.

SSM finner även att RAB använder relevanta och tydliga kriterier för hur en TLAA ska beaktas. SSM anser vidare att den utvärdering och kontroll (av om program för åldringshantering är tillämpligt och har en tillräcklig omfattning) som genomförs med hjälp av IAEA:s *Ageing Management Review* (AMR) ger förutsättningar för bra verifierat på RAB:s bedömningar.

Avseende de TLAA som inte är tillämpliga för R3 och R4 instämmer SSM i RAB:s bedömningar. Avseende sprickor under plåteringen, som tidigare har hittats i reaktortryckkärlet till Ringhals 2 (R2), baseras bedömningen på att motsvarande sprickor inte har upptäckts hos R3 och R4 vid tillverkningskontroll eller återkommande kontroller.

De TLAA som omhändertas av program för åldringshantering samt tillhörande AMR omfattas ej av föreliggande granskning. RAB:s värdering av kravuppfyllnad för åldringshanteringsprogrammet har granskats och bedömts inom ramen för helhetsbedömningens område 7 [42].

5.2 Lågcykelutmattning inklusive miljöfaktorer

För mekaniska anordningar i kärnkraftsreaktorer sker dimensionering mot lågcykelutmattning i regel vid konstruktionsstadiet och i de flesta fall används de regler som anges i den amerikanska tryckkärlsstandarden ASME III. Det innebär att det budgeterade och förväntade transientunderlaget används för att beräkna en ackumulerad utnyttjandefaktor U som bestäms av kvoten mellan antalet förväntade cykler och det tillåtna antalet cykler, varvid U summeras för varje förväntad lasthändelse. Vid dimensionering krävs det att $U \leq 1,0$.

Nya rön har visat att risken för utmattningssprickor kan ha underskattats betydligt då inverkan av reaktorvattenmiljön inte beaktats i den ursprungliga utmattningsdimensioneringen. Dessutom har nya experimentella data visat att den använda utmattningskurvan för rostfritt material inte är så konservativ som man tidigare antagit. Detta innebär att beräknade livslängder med nya data blir kortare.

Då reaktorerna R3 och R4 överskrider ursprungligt analyserad drifttid under föreliggande analysperiod behöver utmattning verifieras för den kommande driftperioden. SSM granskar utmattningsanalyser avseende omfattning, metodik, antaganden och eventuella förenklingar samt indata och resultat. SSM ska bedöma om RAB:s redovisning av utmattning är tillräcklig för att visa att reaktorn kan drivas fram till nästa bedömningstillfälle utan att en otillåten risk för utmattningssprickor finns. Vid denna bedömning tillämpas som acceptanskriterium $U_{en} \leq 1,0$ där U_{en} är utnyttjandefaktorn med hänsyn till miljöeffekter. Alternativt att åtgärder vidtas innan utnyttjandefaktorn blir större än 1,0. RAB:s transientredovisning ska även påvisa att ackumulerat antal transienter inte överstiger det antal som ligger till grund för reaktorns konstruktion. SSM:s rekommendationer till hur utmattningsanalyser bör genomföras framgår av [12].

5.2.1 Krav i 2 kap. 3 § SSMFS 2008:13

En mekanisk anordning får inte utsättas för fler eller större tryckvariationer, mekaniska eller termiska belastningsvariationer än de som ligger till grund för konstruktionen.

5.2.2 RAB:s underlag

RAB redogör för området lågcykelutmattningⁱⁱⁱ i [23] och [24]. Redovisningen i övrigt består av

- rapporter avseende genomgång av transientbudget [21] och [22],
- rapport avseende screening och grund för värdering av utmattningsanalys [25], och
- svar på SSM:s frågor efter inledande granskning [26].

Metod och analysomfattning

RAB redogör i [23] och [24] för kriterier för att kvalificera en mekanisk komponent för fortsatt drift med avseende på lågcykelutmattning. En komponent anses vara kvalificerad om något av kriterierna i avsnitt 5.1.2 är uppfyllt

För de två inledande kriterierna gäller att det ackumulerade utmattningsutnyttjandet bedöms mot acceptanskriteriet $U \leq 1,0$ (eller $U_{en} \leq 1,0$ vid inverkan av reaktorvattenmiljö) för 60 års drift. RAB anger att befintliga utmattningsanalyser för R3 och R4 följer normen ASME III, där utmattningsanalyser för tryckbärande mekaniska komponenter tillhörande

- mekanisk kvalitetsklass 1 baseras på ett föreskrivet antal lastcykler för den analyserade drifttiden, och
- mekanisk kvalitetsklass 2 och 3 (inklusive den del av genomföringar som ligger närmast processröret) baseras på en förenklad utmattningsmetodik som grundar sig på att antalet fulla temperaturcykler är färre än 7000 cykler.

RAB anger vidare att utmattning inte beaktats för komponenter i mekanisk kvalitetsklass 4 samt att interndelar behandlats på liknande sätt som komponenter tillhörande mekanisk kvalitetsklass 1.

RAB nämner att det i de ursprungliga analyserna normalt inte har utförts arbete för att sänka beräknade utmattningsutnyttjanden om acceptanskriteriet kunnat innehållas. Detta innebär att en stor del av analyserna innehåller konservatism. RAB anger vidare att det i de ursprungliga analyserna inte har beaktats nya rön i form av uppdaterade utmattningskurvor och effekter av reaktorvattenmiljö. RAB har valt att beaktas effekter av reaktorvattenmiljö i enlighet med hur detta normalt hanteras vid en förlängd licensiering i USA. Denna hantering följer riktlinjerna i *NUREG-1800* i vilken det framgår att effekter av reaktorvattenmiljö ska utvärderas för ett antal representativa positioner som definieras enligt *NUREG/CR-6260*. Dessa representativa positioner uppvisar normalt en förhöjd utnyttjandegrad eller är viktiga utifrån ett riskperspektiv. Utöver de positionerna som definieras enligt *NUREG/CR-6260* bör effekter av reaktorvattenmiljö också utvärderas för eventuellt tillkommande styrande positioner, exempelvis i områden där det finns risk för stratifiering eller blandzoner mellan kallt och varmt vatten. RAB anger i [26] att två sådana positioner^{iv} har identifierats baserat på erfarenheter från R2 och en genomgång av aktuella provningsrekommendationer.

De förnyade utmattningsanalyserna har utförts i enlighet med den metodik för beaktande av reaktorvattenmiljö som återfinns i *NUREG/CR-6909 rev 1* och med den nya

ⁱⁱⁱ Området lågcykelutmattning består av fem TLAA; lågcykelutmattning, analys av spricktillväxt, miljöinducerad spricktillväxt, termisk skiktning och utmattning av genomföringar och liner.

^{iv} Tryckhållarens sprayledning och stuts mot ånggeneratoren.

designkurvan för utmattning i ASME III. RAB hänvisar till rapporten [36] för en mer detaljerad beskrivning av använd metodik. Där framgår bland annat hur styrande parametrar i form av töjningshastigheter och temperaturer bestäms.

För övriga positioner tillhörande mekanisk kvalitetsklass 1 och interndelar redogör RAB i [25] för två angreppssätt

1. För utmattningsutnyttjanden (utan hänsyn till reaktorvattenmiljö) mindre eller lika med 0,2 har RAB bedömt att inverkan av reaktormiljö kan inrymmas utan att acceptanskriteriet överskrids. RAB tar i detta stöd av *IAEA Safety Reports Series No. 82 (IGALL)* som hänvisar till den tyska kärnkraftstandarden KTA^v. För dessa positioner har RAB även genomfört en kontroll av analysförutsättningar inklusive konstruktionsförutsättningar, transientunderlag och norm samt kontrollerat om det kan finnas risk för stratifiering eller blandzoner mellan varmt och kallt vatten.
2. För utmattningsutnyttjanden större än 0,2 (utan hänsyn till reaktorvattenmiljö) har RAB genomfört värderingar av den ursprungliga analysen. Värderingen innehåller kontroll av bland annat analysförutsättningar inklusive konstruktionsförutsättningar, transientunderlag och norm, utförd analys samt effekten av reaktorvattenmiljö. Slutligen har en samlad bedömning genomförts huruvida den befintliga analysen är tillämplig.

Transientbudget

RAB anger i [21] och [22] att transientuppföljning har skett på R3 och R4 sedan anläggningarna togs i drift och att inträffade transienter årligen sammanställs tillsammans med ackumulerat antal transienter från start. I samband med beslut om fortsatt drift efter 40 år har en utredning av samtliga transienter definierade i det ursprungliga designunderlaget^{vi} genomförts. RAB anser att utredningen, genom att gå igenom driftdata och driftparametrar i RAB:s processinformationssystem, ger en representativ bild av den historiska driften, vilken även kan ligga till grund för bedömningar gällande kommande drift.

RAB anger att det i utredningen har tillämpats ett konservativt förhållningssätt. Detta innebär att

- transienter som bokförts på ett överkonservativt sätt har inte redigerats ned,
- postulerade transienter i designunderlaget som inte har inträffat eller inte kan inträffa har behållits, och
- konservativa transientförlopp i designunderlaget har bevarats även då verkliga transienter visats mildare.

Med utgångspunkt i genomförd utredning har RAB genom extrapolation, och med tillägg för osäkerheter, beräknat en transientbudget för 50 respektive 60 års drift. RAB konstaterar att såväl 50 och 60 års drift innefattas av ursprunglig transientbudget varför denna konservativt har behållits.

Resultat

RAB redogör i [23] och [24] för de positioner som har analyserats/värderats och att dessa generellt kan verifieras genom något av kriterierna 1 och 2 i avsnitt 5.1.2. RAB noterar att acceptanskriteriet innehålls för 50 års drift men överskrids för 60 års drift för positioner i *Surge Nozzle/Surge Line* och *Spray Nozzle/Spray Line*. RAB anger att dessa positioner kommer att hanteras i enlighet med kriterie 3 i avsnitt 5.1.2, vilket innebär utökad provning i väntan på översyn av transientunderlaget och förnyade analyser. Positionerna finns upptagna i [27] som ett identifierat åtgärdsbehov efter genomförda TLAA.

^v Der Kerntechnische Ausschuss.

^{vi} Designunderlag tas vanligtvis fram vid konstruktion av en anläggning och består, bland annat, av postulerade transienter, transientbudget och förväntade (normalt konservativa) transientförlopp.

5.2.3 SSM:s bedömning

Om metod och analysomfattning

SSM konstaterar att RAB:s förnyade analyser och värdering av ursprungliga analyser avser drifttider upp till och med 60 år och innefattar komponenter i mekanisk kvalitetsklass 1-3 samt interndelar. SSM anser att analysomfattningen är tillräcklig.

SSM konstaterar att RAB i de förnyade analyserna och i värderingar av ursprungliga analyser beaktat de uppdaterade designkurvor för utmattning som infördes i ASME III version 2010 samt har använt relevanta metoder för att inkludera effekter av reaktorvattenmiljö. Det finns också spårbarhet till hur styrande parametrar bestämts. SSM anser att använd metodik är lämplig och i stort följer SSM:s rekommendationer.

SSM anser att välgrundade uppmärksamhetsvärden- eller screeningvärden, det vill säga när utmattningsutnyttjandet är så lågt att inverkan av reaktorvattenmiljö kan inrymmas utan att acceptanskriteriet överskrids, kan tillämpas för kvalificering. Uppmärksamhetsvärdet behöver dock vara representativt för anläggningen eftersom det kan finnas skillnader i, bland annat, termiska transienter, lastkollektiv, material och vattenkemi mellan den aktuella anläggningen och de anläggningar som ligger till grund för bestämning av uppmärksamhetsvärdet. Ett uppmärksamhetsvärde kan också vara begränsat till användning för en viss typ av komponenter. Detta beror på i vilken grad kombinationer av geometrier och lastkollektiv förekommer i underlaget för bestämning av uppmärksamhetsvärdet.

SSM finansierar ett pågående forskningsprojekt avseende bestämning och tillämpning av uppmärksamhetsvärden för de svenska kärnkraftsreaktorerna. I avvaktan på resultaten från detta projekt kan de uppmärksamhetsvärden som specificeras i KTA (0,2), och som baseras på i huvudsak tyska anläggningar, tillämpas på R3 och R4. Denna bedömning baseras bland annat på de rekommendationer som ges i *IAEA Safety Reports Series No. 82* och det arbete som genomförts i studien SSM 2011:30 samt på kunskapen att denna typ av utmattning är en långsam process med långa initieringstider.

Om transientbudget

SSM finner att RAB redogör för ett systematiskt arbete med att ta fram en transientbudget för fortsatt drift och att hänsyn tagits till drifterfarenheter.

SSM finner även att den ursprungliga transientbudgeten generellt anger färre belastningsvariationer än de transientbudgetar som tagits fram för 50 respektive 60 års drift. SSM anser att RAB genom att använda, och påvisa konservatism i, den ursprungliga transientbudgeten och de ursprungliga transientförloppen visar på robusta marginaler för fortsatt drift.

SSM:s bedömning av 2 kap. 3 § SSMFS 2008:13

SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 2 kap. 3 §§ SSMFS 2008:13, efter ursprungligt analyserad drifttid, genom att RAB visat att

- förväntat antal transienter fram till analysperiodens slut inte överstiger det antal transienter som ligger till grund för reaktorernas konstruktion,
- det för komponenter i mekanisk kvalitetsklass 1 och för interndelar finns marginaler i befintlig design som innefattar uppdaterade designförutsättningar i form reaktorvattenmiljö och uppdaterad designkurva för utmattning under analysperioden,
- det för de komponenter i mekanisk kvalitetsklass 1 som inte uppfyller acceptanskriteriet för 60 års drift finns åtgärdsförslag och en ändamålsenlig hantering som innebär att det inte finns en otillåten risk för utmattningssprickor, och

- det för komponenter i mekanisk kvalitetsklass 2 och 3 finns marginaler i befintlig design under analysperioden.

5.3 Neutronförsprödning

Reaktortryckkärlet innesluter reaktorhärden vilket innebär att det kommer att utsättas för neutronbestrålning. Bestrålning påverkar materialet 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 ($E > 1$ MeV) för att förspröda materialet är det endast de delar av reaktortryckkärlet som ligger nära reaktorhärden (*beltline*) som försprödas. Övriga delar, ovanför och under reaktorhärden, påverkas i mindre grad av neutronbestrålningen.

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

En förutsättning för långa drifttider är en noggrann analys av surveillance-data och reaktortryckkärlets försprödningsgrad, vilket innebär att surveillance-programmet behöver arbetas om och anpassas till den förlängda drifttiden.

För att avgöra tillåtet driftområde genomförs regelbundet så kallade HTG-analyser (Högsta Tillåtna Gränsvärde) avseende reaktortryck och temperatur, vilka i allmänhet följer amerikanska riktlinjerna i 10 CFR 50 Appendix G och ASME XI Appendix G. Observera att det i 10 CFR 50 Appendix G anges att hela det tryckbärande skalet (*pressure boundary*) ska analyseras. Inom detta område kan det ligga både stora stutsar (inlopp- och utloppstutsar) liksom små instrumentstutsar i härddregionen. Poängen är att dessa stutsar innebär spänningskoncentrationer även om de har förhållandevis låga fluenser vilket kan innebära att stutsområden kan bli styrande för HTG i stället för som hittills härdområdet. Det är en allmän fråga att tillförsäkra säker drift med ett i alla delar tillräckligt segt reaktortryckkärl.

Vidare bör skadetålighetsanalyser genomföras för att bestämma acceptabla postulerade sprickor i härdområdet. SSM:s syn på hur dessa analyser bör genomföras finns i utredningsrapporten [3].

5.3.1 Krav i 2 kap. 1-2 §§ och 3 kap. 6 § SSMFS 2008:13

En mekanisk anordning ska för att få tas i drift vara konstruerad, tillverkad, installerad och kontrollerad så att säkerheten upprätthålls vid alla händelser till och med händelseklassen osannolika händelser.

En tryckbärande anordning får inte utsättas för högre eller lägre tryck samt temperaturer än de för vilka den är konstruerad. Ett reaktortryckkärl får inte utsättas för tryck och temperaturer som överstiger de högsta tillåtna gränsvärden (HTG) vilka fastställts på grundval av återkommande hållfasthetsprovning enligt 3 kap. 6 §.

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 reaktortryckkärlet 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.

5.3.2 RAB:s underlag

RAB redogör sammanfattat för området neutronförsprödning^{vii} i [28] och [29]. Redovisningen i övrigt består av skadetålighetsanalyser för postulerade defekter i härdområdet [30] och [31] samt rapport om prediktionsmodeller för reaktortryckkärlens bestrålningspåverkade svets skarvar [35].

Surveillance-program och HTG-kurvor

RAB redogör i [28] och [29] för att det finns ett surveillance-program för övervakning av mekaniska egenskaper i reaktortryckkärlet baserat på principer i det amerikanska regelverket 10 CFR 50 Appendix H. Programmet har anpassats för 60 års drift och fluensen i den högst bestrålade *beltline*-svetsen har beräknats till $3.51 \cdot 10^{19}$ n/cm² för R3 och $4.79 \cdot 10^{19}$ n/cm² för R4 vid *End of License* (EOL). RAB nämner också att samtliga surveillance-kapslar har tagits ut och att programmet fortsättningsvis följs upp genom uttag av externa dosimetrar och efterföljande fluensberäkningar.

RAB redogör vidare för att HTG^{viii}-kurvor tagits fram för 60 års drift. Kurvorna har tagits fram i enlighet med krav i 10 CFR 50 Appendix G och ASME XI Appendix G. RAB har i HTG beaktat material i härdområdet och *extended beltline*^{ix} samt effekter av stutsområden.

RAB noterar att nya prediktioner av fluensen visat att HTG-kurvorna för R4 är giltiga fram till cirka 53 års drift. RAB anger att detta inte kommer vara begränsande för 60 års drift men att analyserna behöver uppdateras innan dess.

Slagseghet i plåtområdet

RAB redogör i [28] och [29] för krav i 10 CFR 50 Appendix G, som anger att material i härddregionen ska ha en slagseghet i det övre plåtområdet på minst 68 J under hela reaktortryckkärlets livslängd. Kravet gäller slagsegheten vid djupet ¼ av tankväggens tjocklek från insidan.

RAB har baserat på predikterad fluens för 60 års drift och metodik i *US-NRC Regulatory Guide 1.99* (R.G. 1.99) funnit att samtliga ingående material i härdområdet och *extended beltline* med god marginal uppfyller krav på slagsegheten för 60 års drift. Som lägst har en slagseghet i det övre plåtområdet på 95 J för R3 och 100 J för R4 beräknats efter 60 års drift.

RAB nämner också att viss försiktighet bör iakttas vid användandet av R.G. 1.99 eftersom nickelinnehållet i svetsmaterialet är bortom den övre gränsen som redovisas i dokumentet.

^{vii} Området neutronförsprödning består av tre TLAA; neutronförsprödning, analys av spricktillväxt och kall tryckavsäkring.

^{viii} HTG = Högsta Tillåtna Gränsvärde för reaktortryck vid olika temperaturer, en tryck-temperaturkurva som anger tillåtet driftområde för reaktortryckkärlet.

^{ix} *Extended beltline* definieras enligt IAEA som de positioner som vid EOL uppnått en fluens på 10^{17} n/cm².

RAB anger dock att resultat från surveillance-provningar visar att slagsegheten för svetsmaterialet, för fluenser högre än för 60 års drift (vid djupet $\frac{1}{4}$ av tankväggens tjocklek från insidan), med god marginal överstiger kravet på 68 J.

Kall övertryckning

I [28] och [29] anger RAB att kall övertryckning^x (PTS) är ett samlingsnamn för händelser som innebär en kraftig nedkylning av reaktortryckkärlets insida samtidigt som trycket förblir högt. Denna typ av händelse resulterar i stora dragspänningar, vilka vid förekomst av en defekt och försämrad brottseghet (på grund av bestrålningsförsprödning) kan leda till att en befintlig spricka börjar växa. RAB har genomfört analyser enligt det amerikanska regelverket 10 CFR 50.61 och 10 CFR 50.61a samt deterministiska brottmekaniska analyser enligt internationella riktlinjer i IAEA:s dokument IAEA-TECDOC-1627, för att påvisa tålighet hos reaktortryckkärlen vid PTS-laster efter 60 års drift.

I 10 CFR 50.61 framgår screeningkriterier för materialens omslagstemperaturer avseende tålighet mot PTS-laster i högt bestrålade områden. Tillåtna omslagstemperaturer är 149 °C för runtomgående svetsar och 132 °C för plåtar, smiden och axiella svetsar. RAB:s utvärdering har omfattar materialen i härdområdet och har beaktat maximala fluensvärden i gränsskiktet mellan plätering och grundmaterial efter 60 års drift. RAB har i den begränsande *beltline*-svetsen beräknat en omslagstemperatur på 149 °C för R3 och 122 °C för R4.

I 10 CFR 50.61a finns alternativa krav på probabilistiska brottmekaniska analyser för att visa att reaktortryckkärlet har en acceptabelt låg^{xi} risk för genomgående sprickor orsakade av PTS-laster. I analyserna har RAB använt beräkningsprogrammet FAVOR och indata till analyserna har bland annat varit prediktionsmodellen för försprödning av reaktortryckkärlsmaterialet, aktuell provningsteknik och resultat från återkommande provningar. Resultaten visar på brottfrekvenser lägre än 10^{-6} /år.

I IAEA:s dokument IAEA-TECDOC-1627 finns internationella riktlinjer för deterministiska brottmekaniska analyser med syfte att visa på tålighet mot defekter vid PTS-laster. RAB har i genomförd analys postulerat semielliptiska ytgående och inneslutna sprickor i det högt bestrålade området runt *beltline*-svetsen. Sprickornas djup och längd har baserats på provningssystemets detekterbarhet inklusive säkerhetsfaktorer. I utvärderingen har en högsta tillåten omslagstemperatur beräknats genom att jämföra spänningsintensiteten i den högst belastade positionen i sprickan med brottseghetskurvan i ASME XI. I detta har utnyttjats att ASME XI Appendix A anger att sprickinitiering kan uteslutas för tidpunkter efter det att lastmaximum uppnåtts, om lasten därefter är monotont avtagande. Analysen visar på högsta tillåtna omslagstemperaturer för materialen i härdområdet som är högre än de predikterade i surveillance-programmet.

Skadetålighetsanalyser

RAB redogör i [30] och [31] för skadetålighetsanalyser av postulerade semielliptiska ytgående och inneslutna sprickor i reaktortryckkärlets *beltline*-svets. RAB har beräknat acceptabla sprickstorlekar baserat på R6-metoden och de analyserade lastfallen har bestämts utifrån lastkombinationer i konstruktionsförutsättningarna och designtransientunderlaget. RAB anger att svetsegenspänningar i svets och värmepåverkad zon (HAZ) har bestämts i enlighet med rekommendationer i SSM:s rapport SSM 2018:18. Avseende egenspanningar orsakade av den rostfria plätering har RAB antagit att plätering är spänningsfri vid 240 °C.

^x På engelska *Pressurized Thermal Shock*.

^{xi} Vanligtvis innebär detta en brottfrekvens under 10^{-6} /år.

RAB anger att brottsegheten har beräknats enligt uttryck i ASME XI Appendix A och för neutronfluenser motsvarande 60 års drift. För att beakta den påverkan neutronbestrålningen har på materialet ersätts omslagstemperaturen RT_{NDT} , med en justerad referenstemperatur, ART. Den senare baseras på RT_{NDT} men tar hänsyn till neutronbestrålning samt inför en marginal för osäkerheter. RAB redogör i [35] för att *beltline*-svetsen har unika materialegenskaper och att internationella empiriska modeller därför inte är tillämpliga för svetsgodset. RAB har därför tagit fram egna prediktionsmodeller för brottsegheten (inklusive påverkan av neutronbestrålning), vilka har anpassats utifrån data från surveillance-programmet. Neutronfluenser, omslagstemperaturer och brottseghet vid olika djup i *beltline*-svetsen redovisas i Tabell 4 i [30] och [31].

Beräknade acceptabla sprickdjup redovisas i Tabell 6 i [30] och [31]. RAB har för lastfall tillhörande Service Limit Level A och B använt en säkerhetsfaktor $\sqrt{10}$ mot brottsegheten. RAB konstaterar att det för varma lastfall, det vill säga lastfall som inte går ned i låga temperaturer, visas en god skadetålighet. För kalla lastfall erhålls ett acceptabelt sprickdjup på drygt 6 mm, vilket motsvarar pläteringens tjocklek. RAB menar, trots en relativt grund acceptabel spricka, att en genomgående spricka är högst osannolik. RAB baserar denna bedömning på att det i de aktuella lastfallen saknas sprickdrivande belastningar. RAB menar också att närvarande svetsegenspänningar inte kan driva en djupare spricka eftersom en tryckspänning uppstår en bit in i godset. Detta leder tillsammans med att brottsegheten ökar med ökat djup i godset till att en eventuell spricka avstannar.

RAB har för en postulerad 6 mm djup initialspricka beräknat utmattningstillväxten till 0,08 mm på 10 år. RAB bedömer spricktillväxt genom utmattning som försumbar.

RAB redogör i [28] och [29] för återkommande kontroll av reaktortryckkärlets svetsar. Provningen utförs med ultraljudsteknik (UT) och kompletteras med virvelströmsteknik (ET) för den begränsande *beltline*-svetsen. R3 och R4 provades senast 2010 respektive 2019 och R3 provas nästa gång under 2020. Detekteringsmålet för UT är 5 mm djup 30 mm längd (exklusive plätering) och för ET 2 mm djup och 10 mm längd. Inga defekter har rapporterats.

5.3.3 SSM:s bedömning

Om surveillance-program och HTG-kurvor

SSM har i [32] och [33] granskat tillämpade HTG-kurvor och surveillance-program för 60 års drift. SSM:s samlade bedömning är att anmälda HTG-kurvor kan tillämpas för 60 års drift och att det uppdaterade surveillance-programmet uppfyller kraven i 3 kap. 6 § SSMFS 2008:13.

Det har i föreliggande granskning inte framkommit något som ändrar dessa bedömningar.

Om kall övertryckning

SSM konstaterar att RAB har genomfört ett omfattande analyspaket för att påvisa tålighet hos reaktortryckkärl vid PTS-laster efter 60 års drift. SSM finner vid en övergripande granskning att RAB på ett tydligt sätt redogör för analysförutsättningarna (bland annat laster, spänningar, materialdata, sprickorientering och använda säkerhetsfaktorer) samt motiverar gjorda antaganden. SSM finner också att de probabilistiska analyserna baseras på beprövade programkoder. Sammantaget konstaterar SSM att

- screeningkriterierna för materialens omslagstemperaturer uppfyller kraven i det amerikanska regelverket 10 CFR 50.61 ,

- beräknade läckage- och brottfrekvenser är låga och bidrar inte nämnvärt till den totala härdskadefrekvensen, och
- genomförda deterministiska brottmekaniska analyser visar på högsta tillåtna omslagstemperaturer för materialen i härdområdet som är högre än de predikterade i surveillance-programmet.

Om skadetålighetsanalyser

SSM konstaterar att RAB har beräknat minsta acceptabla sprickstorlekar för postulerade sprickor i *beltline*-svetsen baserat på R6-metoden. SSM finner att beräknad acceptabel sprickstorlek kan detekteras med aktuellt provningssystem, att svetsegenspänningar har beaktats och att relevanta lastfall legat till grund för utvärderingarna. SSM finner även, vid en övergripande granskning, att RAB:s prediktioner av svetsgodsets brottseghet (inklusive påverkan av neutronbestrålning) baseras på internationellt accepterade metoder och att hänsyn tagits till osäkerheter i utförd provning.

SSM noterar att RAB för de kalla lastfallen beräknat ett acceptabelt sprickdjup motsvarande pläteringens tjocklek. SSM delar RAB:s bedömning att en genomgående spricka är högst osannolik. SSM anser att det finns ytterligare marginaler än de RAB har redogjort för. Bland annat har SSM i utredningen [12] konstaterat att aktuell forskning visar att volymetrisk expansion vid transformationen mellan austenitisk och ferritisk fas tenderar att sänka svetsegenspänningar och dragspänningar i HAZ. Följaktligen kan beaktande av fastransformationer under påsvetsning av pläteringen i någon mån bidra med extra marginaler vid utvärdering där svetsegenspänningar strax under pläteringen är av betydelse.

SSM noterar att RAB inte beräknat spricktillväxt på grund av spänningskorrosion. Dåvarande myndigheten SKI gjorde 2005 en sammanställning av kunskapsläget inom spänningskorrosion i låglegerade stål [34]. Rapporten konstaterade att tillgängliga resultat indikerar att tillväxt av spänningskorrosion i tryckvattenreaktormiljöer sker mycket långsamt. Senare drifterfarenheter, bland annat från svenska anläggningar, indikerar också att spänningskorrosionssprickor i pläteringen inte har en tendens att fortsätta växa in i den ferritiska delen av reaktortryckkärlet. SSM konstaterar följaktligen att sannolikheten för att spänningskorrosionssprickor ska växa in i, eller på annat sätt uppkomma i reaktortryckkärlet är låg.

SSM anser sammantaget att analyserna är utförda på ett lämpligt sätt och att utförandet i stort följer de rekommendationer SSM ger i [2] och [3].

Det bör noteras att SSM i utredningen [12] har rekommenderat att brottsegheten för ferritiska tryckkärilstål bestäms med Master Curve-proceduren och speciellt ekvation (22) som en undre gräns, istället för de brottseghetsdata som ges av ASME XI Appendix A och G. Ekvation (22) utgör den form på brottsegheten i transitionsområdet som anges i ASME XI Code Case N-830.

$$K_{Jc} = 25.2 + 36.6 \times \exp^{0.019(T-T_0)} \text{ MPa}\sqrt{\text{m}} \quad (22)$$

Motiven till att SSM rekommenderar Master Curve-proceduren är att den traditionella brottseghetskurvan i ASME XI Appendix A kan vara icke-konservativ i det nedre plåtområdet samt i vissa fall då omslagstemperaturen är hög. Det pågår därför diskussioner inom ASME på att ersätta referenskurvorna med brottseghet baserad på Master Curve-proceduren.

SSM:s bedömning av 2 kap. 1-2 §§ och 3 kap. 6 § SSMFS 2008:13

SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 2 kap. 1 §§ SSMFS 2008:13, efter ursprungligt analyserad drifttid, genom att RAB visat att

- Reaktortryckkärlets försprödning orsakad av neutronbestrålning inte kommer vara begränsande för fortsatt drift av R3 och R4. Denna bedömning baseras på att
 - o RAB visat att slagsegheten i det övre plåtområdet inte överstiger 68 J efter 60 års drift, och
 - o RAB genomfört analyser som sammantaget påvisar tillräcklig tålighet hos reaktortryckkärlet vid PTS-laster efter 60 års drift.
- Reaktortryckkärlets strukturella integritet är tillräckligt bra för fortsatt drift, eftersom utförda
 - o brottmekaniska analyser följer SSM:s rekommendationer och visar på acceptabla sprickstorlekar, vilka är detekterbara med aktuellt provningssystem, och
 - o utmattningsanalyser visar att utmattningstillväxten i en postulerad detekterbar initialspricka är liten.

SSM:s har i bedömningen också beaktat att beräknade läckage- och brottfrekvenser är låga och inte nämnvärt bidrar till den totala härdskadefrekvensen.

SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 2 kap. 2 § och 3 kap. 6 § SSMFS 2008:13 om surveillance-program och HTG, efter ursprungligt analyserad drifttid, genom att RAB visat att det finns ett väl fungerande program för att följa och prediktera reaktortryckkärlets försprödning samt att HTG bestäms baserat på genomförd provning i detta program. Bedömningen baseras på den tillsyn som har genomförts i [32] och [33].

5.4 Termisk åldring

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. Vanligtvis medför förändringen av mikrostrukturen att materialet även får en högre hållfasthet, det vill säga att sträckgräns, brottgräns och hårdhet ökar.

Austenitiskt gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods används i det svenska kärnkraftsprogrammet för tryckbärande komponenter, till exempel till svetsning av rörsystem samt för ventil- och pumphus. Martensitiska rostfria stål och martensitiska utskiljningshårdade rostfria stål används till kraftbärande delar, till exempel till interna delar i ventiler och pumpar. Med hänsyn till tryckkärllsäkerheten 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.

Termisk åldring är en tids- och temperaturberoende degraderingsprocess. Vid drifttemperaturer för kokvattenreaktorer (cirka 286 °C) är processen mycket långsammare jämfört med drifttemperaturer för tryckvattenreaktorer (cirka 325 °C). De undersökningar som gjorts beträffande austenitiskt gjutet rostfritt stål och rostfritt svetsgods visar att skadlig försprödning för de svenska kärnkraftsreaktorerna inte är sannolik vid drifttider på drygt 40 år. I många fall visar undersökningar att längre drifttider är fullt acceptabla. Skademekanismen termisk åldring blir således inte dimensionerande för att en anläggning närmar sig eller passerar 40 års drifttid. Idag diskuteras emellertid 60 års drifttid eller längre. I det perspektivet anser SSM i [2] att kompletterande undersökningar och forskning behöver göras inom området termisk åldring.

5.4.1 4 kap. 6 § SSMFS 2008:13

Anordningar som avses att användas vid om- och tillbyggnader samt anordningsdelar som avses att användas vid utbyten och reparationer enligt 3 § ska vara tillverkade av material med väl dokumenterade egenskaper, nödvändig hållfasthet vid högsta användningstemperatur, nödvändig slagseghet vid lägsta användningstemperatur, hög åldringsbeständighet och god hårdighet mot omgivande miljö samt god svetsbarhet i de fall svetsning ska ske.

5.4.2 RAB:s underlag

RAB anger i [37] att termisk åldring inte ansågs vara en process av betydelse vid ursprunglig design. För drifttider upp till 60 år behöver dock anläggningens komponenter värderas med avseende på termisk åldring. Temperatur, tid, kemisk sammansättning och mikrostruktur är parametrar som påverkar förloppet av termisk åldring. De material som påverkas av termisk åldring är låglegerade stål, gjutet austenitiskt rostfritt stål, martensitiskt rostfritt stål samt rostfritt svetsgods.

För att identifiera de komponenter som kan påverkas av termisk åldring har RAB genomfört en inventering av komponenter tillverkade av material som kan vara känsliga med avseende på termisk åldring. Utifrån utförd inventering har RAB sedan pekut komponenter som uppfyller följande villkor

- kraft- och/eller tryckbärande,
- drifttemperaturer högre än 250 °C, och
- tillverkade av material som kan vara känsliga med avseende på termisk åldring.

Temperaturen 250 °C har ansatts som ett konservativt gränsvärde baserat på TLAA110, TLAA116 och TLAA122 till *IAEA Safety Report Series No. 82 (IGALL)*. Varje komponent har värderats utifrån de acceptanskriterier som anges i *IGALL*-dokumenten.

Termisk åldring av gjutet rostfritt stål

I [37] anger RAB att gjutet rostfritt stål (CASS^{xii}) vanligtvis används till tryckbärande komponenter och rörsystem i anläggningen. Gjutet rostfritt stål har en duplex mikrostruktur bestående av en austenitisk fas och en ferritisk fas (δ-ferrit). Ferriten ökar motståndskraften mot värmesprickor och spänningsskorrosion, men det är också den ferritiska fasen som är orsaken till försprödning vid termisk åldring. Försprödning vid termisk åldring sker i ferritiska fasen genom sönderfall i materialstrukturen och utskiljningar av nya faser bildas som verkar försprödande i materialet. Det bildas även utskiljningar av karbider i korngränserna som bidrar till försprödning. Känsligheten för termisk åldring beror på ferrithalt och hur denna är fördelad i matrisen. Sammanhängande ferritområden är sämre med avseende på slagsegheten än då ferriten är fördelad som isolerade öar. I sin analys har RAB använt de utvärderingskriterier som beskrivs i AMP112 till *IGALL*, där man väger in faktorer som påverkar materialets känslighet för termisk åldring som gjutmetod, molybdeninnehåll och ferrithalt. RAB konstaterar följande

- De material som är mest känsliga för termisk åldring är material med hög molybdenhalt. För de rostfria gjutna stålen med hög molybdenhalt (2-3 % Mo) är det de statistiskt gjutna stålen med ferrithalter > 14 % samt de centrifugalgjutna stålen med ferrithalter > 20 % som kan vara känsliga för termisk åldring.
- Material med lägre molybdeninnehåll är ej lika känsliga för termisk åldring. För de rostfria gjutna stålen med låg molybdenhalt (max 0,5 % Mo) är det endast de statistiskt gjutna med ferrithalter > 20 % som kan vara känsliga för termisk åldring.

^{xii} *Cast Austenitic Stainless Steel.*

RAB:s inventering av komponenter har visat att följande komponenter, tillverkade i gjutet austenitiskt rostfritt, kan vara känsliga med avseende på termisk åldring

- primärlooparna (RCL),
- reaktorkylpumpar (RCP),
- accumulatorstutsar, och
- vissa interndelar i reaktortanken och tryckhållaren.

De gjutna böjarna i primärlooparna är statistiskt gjutna och tillverkade i SA-351 Gr. CF8A samt har en drifttemperaturer på cirka 284-326 °C. RAB har gjort ferrithaltsberäkningar som visar att ferrithalterna på R3 är relativt höga, mellan 25-34 %. Ferrithalterna för R4 är lägre än för R3 för motsvarande komponenter, endast ett fåtal har ferrithalter över 20 %. RAB lyfter att framräknade ferrithalter generellt är konservativa och erfarenheten är att ferrithalterna är lägre i praktiken. Inför bytet av ånggenerator på R3, som genomfördes 1995, diskuterades ett eventuellt byte av böjarna i RCL. För att undersöka böjarna och få en dokumentation av den verkliga ferrithalten genomfördes ferritoskopmätningar och replika-avtryck på strukturen. De verkliga ferrithalterna visade sig vara runt 20 % och strukturen visade inga sammanhängande ferritområden. Beslutet blev att behålla de gjutna böjarna i CF8A även på varm sida.

På grund av förhållandevis höga ferrithalter i de gjutna böjarna i primärlooparna drar RAB slutsatsen att egenskaperna hos materialet kan ändras till följd av termisk åldring. För att verifiera de gjutna böjarnas strukturella integritet för 60 års drift har RAB genomfört en skadetålighetsutvärdering på rörböjarna i CF8A. Skadetålighetsanalysen är utförd på en av de högst belastade böjarna på R3 och R4. Analysen beaktar dimensionerade mekaniska och termiska laster med hänsyn taget till termisk åldring. I analysen har en konservativ ansats med avseende på materialegenskaper använts. Slutsatsen i utvärderingen är att den termiska åldringen har ingen eller ringa betydelse för skadetåligheten av böjarna.

Reaktorkylpumparna är statistiskt gjutna och tillverkade i SA351 Gr. CF8 och framräknade ferrithalter är under 20 %. Drifttemperaturen vid RCP är cirka 284 °C. Utifrån reaktorkylpumparnas låga ferrithalter och förhållandevis låga drifttemperaturer drar RAB slutsatsen att egenskaperna hos materialet fortfarande är i enlighet med initiala analyser och därmed krävs inga vidare åtgärder.

Accumulatorstutsarna är statistiskt gjutna och tillverkade i SA 351 CF8A. De ansluter på kalla benet med drifttemperaturer på cirka 284 °C. De framräknade ferrithalterna är 25-32,5 % för R3 och 20-22 % för R4. På grund av förhållandevis höga ferrithalter i accumulatorstutsarna drar RAB slutsatsen att egenskaperna hos materialet kan ändras till följd av termisk åldring. Nya utförda utmattningsanalyser visar att accumulatorstutsarna är utsatta för låga laster och att de uppfyller utmattningskraven med och utan miljöfaktorer, det vill säga med hänsyn tagen till reaktorvattenmiljö. Temperatur, lastfall och materialsammansättning täcks in av den analys som är utförd på RCL-rörböjar. Även de något höga ferrithalterna täcks in i dessa analyser. Baserat på den förhållandevis låga temperaturen i kalla benet och resultaten från skadetålighetsanalysen av rörböjarna är RAB:s uppfattning att termisk åldring av accumulatorstutsarna ej behöver beaktas för en drifttid på 60 år.

Enligt utförd inventering är ett antal interndelar i R3 och R4 reaktortank tillverkade i CF8. Utifrån de olika interndelarnas låga ferrithalter och förhållandevis låga drifttemperaturer drar RAB slutsatsen att egenskaperna hos materialet fortfarande är i enlighet med initiala analyser. RAB hänvisar även till erfarenheter inom den internationella arbetsgruppen *PWROG*, där man har studerat statistiskt underlag baserat på tillverkare och ferrithalt för att underlätta bedömningen av interndelar då anläggningar har för avsikt att förlänga

drifftiderna. RAB gör bedömningen att den termiska åldringen är begränsad och inte påverkar funktionen för interndelarna och att de därmed uppfyller kriterier för 60 års drift.

Enligt utförd inventering är spraydysan i tryckhållaren på R4 tillverkad i CF8M. Det ordinarie sprayvattnet hämtas från kalla benet och följer därför kalla benets temperatur. Inne i tryckhållaren råder vid normaldrift mättnadstillstånd med 345 °C och 155,1 bar(a). Spraydysan i tryckhållaren är ej tryck- eller lastbärande och har varit i drift sedan 2011 (då tryckhållaren byttes ut). RAB anser att termisk åldring av spraydysan inte är av aktuell på grund av låga laster samt att uppskattad drifttid är 32 år.

Rostfria svetsar har en liknande kemisk sammansättning och duplex struktur som de gjutna austenitiska rostfria materialen och därmed är försprödningsmekanismerna vid termisk åldring av rostfritt svetsgods desamma som för austenitiskt gjutet rostfritt material. Rostfria svetsar av typ 308 har generellt en ferrithalt på 5-15 %. RAB har inventerat svetsade rostfria komponenter med drifttemperatur högre än 250 °C och sammanställt information om använd svetsmetod. Brottsegheten hos rostfria svetsar påverkas av vilken typ av svetsmetod som använts, men är relativt okänslig för typ av svetsmaterial. I sin värdering anger RAB att pulverbågsvetsar (SAW) och manuella metallbågsvetsar (SMAW) är relativt okänsliga för termisk åldring, trots en lägre brottseghet. RAB hänvisar till tester som har gjorts vid 400-450 °C och som visar att försämringen i brottseghet är större för svetsar som initialt har en hög brottseghet (GTAW) och måttlig för svetsar som initialt har en lägre brottseghet (SMAW, SAW).

RAB anger vidare att termisk åldring av rostfritt svetsgods inte tidigare har beaktats för de ursprungliga drifftiderna på 40 år. Därför följer RAB de projekt och forskningsaktiviteter som pågår inom området, bland annat genom finansiering av ett doktorandarbete på KTH som behandlar inverkan av termisk åldring på rostfritt gjut- och svetsgods. Skulle nya kunskaper inom området visa sig vara en utpekad risk kommer utförd inventering och värdering uppdateras.

Termisk åldring av låglegerat stål

RAB:s inventering [37] visar att reaktortank, reaktortanklock, tryckhållare och ånggenerator på R3 och R4 är tillverkade av låglegerat tryckkärlsstål och driftlagda inom temperaturintervallet 290-345 °C.

I sin analys anger RAB att man ej har kunnat entydigt konstatera fosforsegring för låglegerade tryckkärl på Ringhals såsom reaktortank, reaktortanklock, ånggenerator eller tryckhållare. Ett alternativt åldringsfenomen har dock konstaterats i pulverbågsvetsade skarvar från den utbytta tryckhållaren från R4 som var i drift mellan 1983 och 2011.

Materialundersökningar har visat att de pulverbågsvetsade skarvarna (SAW) av svetsgodset är känsliga för termisk åldring. Signifikanta skiften i omslagstemperatur mellan åldrat och ursprungligt material har också noterats. Detta innebär att de pulverbågsvetsade skarvarna är utsatta för ett fenomen som med tiden gör materialet sprödare, vilket indikerar en aktiv degraderingsmekanism i tryckkärls mantelskarvar. RAB har även studerat data från slagseghetsprov för basmaterial, manuella metallbågsvetsar (SMAW) och värmepåverkad zon (HAZ). För grundmaterial och HAZ kan ingen mätbar påverkan av åldring konstateras. Mantelskarven består av en pulverbågsvetsad del (utsida svets) och en manuellt svetsad del (insida svets). För den manuellt svetsade skarven finns en mätbar skillnad, som bedöms vara större än den naturliga spridningen i provningsmetoden. Utifrån tillgänglig data från slagseghetsprov uppskattas påverkan på omslagstemperaturen för svetsen till cirka 20-35 °C. Utifrån utvärderingen av de ingående materialen i tryckhållaren, bortsett från pulverbågsvetsade

skarvar (SAW), bedöms inget av materialen vid 60 års drift uppnå en omslagstemperatur vid kriteriet 41 J som är högre än +4 °C.

Tryckkärnen i Sverige tillverkades av *Uddcomb*. Utmärkande för deras svetsgods (UP S3NiMo) är att det innehåller höga halter av nickel och mangan, vilket visat sig ha betydelse för åldringen, både termiskt och bestrålningsmässigt.

Reaktortanklocken på R3 och R4 byttes 2005 respektive 2004. De nya tanklocken är smidda och tillverkade av *Mitsubishi Heavy Industries*. För att få en bättre förståelse för *Uddcomb*-materialets åldringsbeteende, har RAB analyserat det utbytta reaktortanklocket på R3 som hade varit i drift under cirka 24 år med en drifttemperatur på 310-320 °C. Resultaten från provningen visar att det finns en begränsad påverkan på materialet med avseende på termisk åldring vid 320 °C, men att det är avsevärt lägre jämfört med data från bestrålningspåverkan som ingår i surveillance-programmet. RAB bedömer att termisk åldring inte kommer påverka reaktortanklocken då de helmidda reaktortanklocken från *Mitsubishi Heavy Industries* inte innehåller känsligt svetsgods samt inte kommer att uppnå 60 års drift.

Reaktortanken har i hårdregionen en drifttemperatur på cirka 286 °C. Dock kan termisk åldring inte verifieras separat inom surveillance-programmet för reaktortanken då den dominerande degraderingsmekanismen är bestrålningsförsprödning. Den termiska åldring som materialet utsätts för kommer att ingå i den ordinarie surveillance-provningen av materialet för den tid som surveillance-materialet befunnit sig i reaktortanken. Den del av reaktortanken som främst försprödas är den radiellt ut från hårdregionen, den så kallade hårdregionen eller på engelska *beltline*. Då den termiska åldringen förutsätts uppnå liknande mättnadsbeteende som reaktortanklocket bedöms den huvudsakliga termiska åldringen av reaktortanken fångas i tidiga uttag av surveillance-kapslar. Övriga delar av reaktortanken, som under drift uppnår högre temperatur (cirka 320 °C), utsätts inte för bestrålning i paritet med reaktortankgodset i hårdregionen och kommer därmed inte vara styrande för fortsatt drift. Sammantaget anses termisk åldring av reaktortankarna på R3 och R4 inte vara begränsande för drifttider upp till 60 år.

Ånggeneratorerna har en drifttemperatur på cirka 284 °C på den kalla sidan av primärsidan samt på sekundärsidan. På den varma sidan är temperaturen högre, cirka 325 °C. Ånggeneratorerna på R3 byttes ut 1995 och de på R4 byttes ut 2011. Detta innebär att ånggeneratorerna kommer att vara 46 respektive 32 år då anläggningarna uppnår 60 års drifttid. Ånggeneratorerna på R3 och R4 är *AREVA*-konstruktioner och har inte de höga nickel- och manganhalter som återfinns i *Uddcombs* svetsgods. Sammantaget anses termisk åldring av ånggeneratorerna inte vara begränsande för fortsatt drift upp till 60 år då åldringseffekten på grund av termisk åldring är liten samt att de inte uppnår 60 år på grund av utbyten.

Tryckhållarna har en drifttemperatur på cirka 345 °C. Tryckhållaren på R3 är tillverkad av *Uddcomb* och har varit i drift sedan 1981. Svetsmaterialet (SAW) har de höga nickel och manganhalter som visat sig göra materialet känsligt med avseende på termisk åldring. RAB:s nuvarande utredning visar att det finns goda säkerhetsmarginaler med avseende på slagseghet i övre plåtområdet, men att det finns behov av ytterligare materialdata för att kunna uttala sig om eventuell påverkan på skadetålighet och högsta tillåtna gränsvärde för tryck- och temperatur (HTG) vid en utökad drifttid. Analyser baserade på aktuell data och utförda med konservativa antaganden visar på acceptabel skadetålighet vid 50 år men att HTG för tryckhållaren redan innan 50 år kan komma att bli mer begränsande än HTG för reaktortanken. Ackrediterat kontrollorgan har accepterat aktuella skadetålighetsanalyser.

RAB arbetar vidare med att fastställa inverkan av termisk åldring på R3:s tryckhållare, dels genom ett pågående internt projekt som har till syfte att verifiera den strukturella integriteten av tryckhållaren för fortsatt drift i ett långtidsperspektiv, dels genom FoU-arbeten inom området för att undersöka grundorsak till den termiska åldringen av materialet. Vidare har RAB beslutat att ett åldrandehanteringsprogram för tryckhållaren ska tas fram.

RAB har tagit fram rekommendationer för återkommande provning av tryckhållarens stumsvetsar. Provningsstrategin är att prova stumsvetsar i tryckhållarens mantel från utsidan med UT samt avsyna aktuella svetsar från insidan med VT. Detta innebär att den inre ytzonen (cirka 20 mm in i godset) provas med UT, där fokus är att hitta eventuella defekter i anslutning mot den invändiga pläteringen. Avsyrning från insidan görs med VT, där fokus är att hitta eventuella defekter i pläteringen i närheten av stumsvetsarna. Provningsplanen för tryckhållaren är inplanerad under 2020. Detekteringsmålet för ultraljudsprovning är 8-48 mm (exklusive plätering) för en defekt i kolstålet. RAB:s bedömning är att provningssystemen som är tänkta att användas vid provningen av tryckhållaren på R3 uppfyller detekteringsmålen som beräknats i skadetålighetsanalyserna. Under förutsättning att inga inbäddade defekter över tillåten defektstorlek hittas samt att VT-provningen inte påvisar några indikationer i pläteringen anser RAB att den strukturella integriteten är god.

R4: tryckhållare byttes ut 2011. Den nya tryckhållaren är en *AREVA*-konstruktion och har inte de höga nickel- och manganhalter som återfinns i *Uddcombs* svetsgods. Termisk åldring av den nya tryckhållaren på R4 anses ej vara begränsande för fortsatt drift upp till 60 år, då den ej innehåller känsligt svetsgods samt att uppskattad drifttid är 32 år.

Termisk åldring av martensitiskt rostfritt stål

RAB beskriver i [37] att martensitiska rostfria stål används huvudsakligen till interndelar, styrväxelmekanismer, ventilspindlar och pumpaxlar som kräver ett höghållfast material. RAB lyfter specifikt det urskiljningshårdbara rostfria stålet (vanligen 17-4PH) som är vanligt förekommande i både PWR- och BWR-anläggningar. Det har högre kromhalt än de traditionella martensitiska rostfria stålen (typ 410 och 403), vilket ger bättre motståndskraft mot korrosion. Materialet 17-4PH är emellertid mer känsligt för termisk åldring på grund av högre kromhalt, nickelhalt och andra legeringselement.

RAB:s inventering av komponenter visade att ventilspindlar, nedhållningsfjädrar (*hold down spring*) och drivaxelröret i reaktortankens interndelar är utförda i martensitiskt rostfritt stål.

Ventilspindlar i martensitiskt rostfritt stål av typen 17-4 PH på R3 och R4 finns identifierat och implementerat i förebyggande underhållsprogrammet. Åldring av dessa delar hanteras genom periodiskt utbyte.

Nedhållningsfjädrar på R3 och R4 är tillverkade i martensitiskt rostfritt stål av kvalitet ASTM A182 Type 403 och har drifttemperatur på cirka 290 °C. Fjädrarna är utbytta 2005 på R3 och 2013 på R4. Detta med anledning av att de ursprungliga fjädrarna visade en hög relaxation. Termisk åldring bedöms inte påverka funktionaliteten för nedhållningsfjädrar på grund av den förhållandevis låga temperaturen. Eftersom fjädrarna är utbytta kommer de att vara 37 år respektive 39 år då anläggningarna når 60 år. Bedömningen är att nedhållningsfjädrarna kommer att uppfylla sin funktion under planerad återstående livslängd på 60 år.

Drivaxlarna, som är en del av styrväxelmekanismen i reaktortankarna på R3 och R4, är tillverkade i martensitiskt rostfritt stål av kvalitet TP410. Koppling och kopplingsstång är

av kvalitet 403. Under normaldrift befinner sig drivaxeln på båda sidor om reaktortanklocket, där den förväntade genomsnittstemperaturen är cirka 310 °C. De mekaniska lasterna är främst egentygnd från drivaxel och styrtav. Termisk åldring bedöms inte påverka funktionen för drivaxlarna på grund av den förhållandevis låga temperaturen i den övre interndelen. Drivaxlarna är inte heller utsatta för höga laster och RAB gör bedömningen är att de kommer att uppfylla sin funktion under planerad återstående livslängd på 60 år.

5.4.3 SSM:s bedömning

SSM:s bedömning av 4 kap. 6 § SSMFS 2008:13 med hänsyn till termisk åldring av gjutet austenitiskt rostfritt stål

SSM noterar att RAB har utfört en systematisk genomgång av mekaniska komponenter tillverkade i gjutet rostfritt stål som opererar vid drifttemperaturer över 250 °C. RAB har också analyserat de enskilda komponenter som är kraft- och/eller tryckbärande och som är tillverkade av material som kan vara känsliga med avseende på termisk åldring. Analysen har utförts utifrån de utvärderingskriterier som listas i AMP112 till *IGALL*, där man utgår ifrån gjutmetod, molybdeninnehåll och ferrithalt för att bedöma känslighet mot termisk åldring. Vid utvärdering av ferrithalten har RAB främst använt framräknade ferrithalter och jämfört dessa med erfarenheter från 1995, då RAB undersökte böjarna i primärlooparna genom ferritoskopmätningar och replika-avtryck på strukturen. De verkliga ferrithalterna visade sig vara lägre än de beräknade och strukturen visade inga sammanhängande ferritområden. SSM finner att RAB använder relevanta och tydliga kriterier i sin utvärdering.

SSM noterar vidare att RAB har utfört en systematisk genomgång av svetsade rostfria komponenter med drifttemperaturer högre än 250 °C samt analyserat dessa utifrån svetsmetodens inverkan på materialets känslighet mot termisk åldring. SSM ser positivt på RAB:s arbete med att följa forskningen inom området och RAB:s finansiering av ett doktorandarbete som behandlar inverkan av termisk åldring på rostfritt gjut- och svetsgods.

SSM vill lyfta att en samverkan mellan termisk åldring och neutronbestrålning är möjlig speciellt för svetsgods med höga ferrithalter. SSM anser att denna samverkan bör beaktas i framtida utvärdering.

SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 4 kap. 6 § SSMFS 2008:13, om att material som används bland annat ska ha hög åldringsbeständighet och hårdighet mot omgivande miljö, efter ursprungligt analyserad drifttid, genom att RAB har

- genomfört en systematisk genomgång av mekaniska anordningar tillverkade i gjutet rostfritt stål som opererar vid drifttemperaturer över 250 °C,
- i analysen använt relevanta utvärderingskriterier,
- i analysen använt ferrithalter som har utvärderats både genom mätning och beräkningar, och
- identifierat behov av uppdatering av skadetålighetsanalyser och genomfört skadetålighetsanalyser för identifierade komponenter.

Vidare finner SSM att RAB i analyserna inte beaktat samverkan mellan termisk åldring och neutronbestrålning. SSM anser att RAB bör undersöka detta i kommande värderingar av förutsättningar för fortsatt drift.

SSM:s bedömning av 4 kap. 6 § SSMFS 2008:13 med hänsyn till termisk åldring av låglegerat stål

SSM noterar att RAB har utfört en systematisk genomgång av komponenter tillverkade av låglegerat tryckkärslstål som opererar vid drifttemperaturer i intervallet 290-345 °C samt analyserat de enskilda komponenter som kan vara känsliga med avseende på termisk åldring.

I sin analys har RAB tagit hänsyn till fosforsegring, som normalt är den mekanism som ger försprödning av låglegerat tryckkärslstål. RAB har inte kunnat konstatera fosforsegring, men i samband med materialundersökningar har RAB konstaterat ett alternativt åldringsfenomen som med tiden gör svetsgodsmaterialet sprödare, beroende på vilken svetsmetod som har använts. Förutom resultat från relevanta materialundersökningar har RAB använt sig av kriterier som drifttid, drifttemperatur, kemisk sammansättning och tillverkningssätt i sin sammanvägda bedömning av hur begränsande effekten av termisk åldring är för varje komponents fortsatta drift. SSM finner att RAB har använt relevanta kriterier i utvärderingsarbetet.

SSM noterar att RAB har identifierat tryckhållarens mantelskarvar vid R3 som känsliga för termisk åldring. SSM ser positivt på det arbete som (hittills) utförts för att undersöka åldringsbeteendet hos utplockat låglegerat tryckkärslstål och hur höga halter av nickel och mangan påverkar strukturintegriteten hos tryckhållarens mantelskarvar på sikt. SSM delar RAB:s uppfattning om att fortsatt forskningsarbete krävs för att ta fram ytterligare materialdata för att slutligen kunna uttala sig om hela den planerade återstående drifttiden. Vidare, ser SSM positivt på RAB:s planer på ökad omvärldsbevakning inom området termisk åldring av låglegerade ferritiska stål.

SSM noterar att RAB planerar kontroll av tryckhållarens mantelskarvar vid R3 under 2020 och ser positivt på det åldringshanteringsprogram som kommer att tas fram specifikt för tryckhållarens mantelskarvar vid R3.

SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 4 kap. 6 § SSMFS 2008:13, om att material som används bland annat ska ha hög åldringsbeständighet och hårdighet mot omgivande miljö, efter ursprungligt analyserad drifttid, genom att RAB har

- genomfört en systematisk genomgång av komponenter tillverkade av låglegerat tryckkärslstål som opererar vid drifttemperaturer i intervallet 290-345 °C,
- i analysen använt relevanta utvärderingskriterier,
- surveillance-program för uppföljning av försprödning av reaktortanken,
- inplanerad kontroll av tryckhållarens mantelskarvar vid R3 under 2020, och
- påbörjat ett arbete med att ta fram ett åldringshanteringsprogram specifikt för tryckhållarens mantelskarvar vid R3.

Vidare finner SSM att RAB ännu inte har tillräckligt säkerställt hur de höga halter av nickel och mangan som finns i materialet påverkar strukturintegriteten hos tryckhållarens mantelskarvar vid R3 på sikt. SSM anser att RAB bör arbeta vidare med frågan samt inkludera detta i kommande värderingar av förutsättningar för fortsatt drift.

SSM:s bedömning av 4 kap. 6 § SSMFS 2008:13 med hänsyn till termisk åldring av martensitiskt rostfritt stål

SSM noterar att RAB har utfört en systematisk genomgång av mekaniska komponenter tillverkade i martensitiskt rostfritt stål som opererar vid drifttemperaturer över 250 °C samt analyserat de enskilda komponenter som kan vara känsliga med avseende på termisk åldring. Analysen har utförts utifrån komponenternas drifttid, drifttemperatur och påverkande laster. SSM noterar vidare att RAB har identifierat att materialet 17-4PH är speciellt känsligt för termisk åldring och att RAB:s strategi är att inkludera ventilsplindlar

tillverkade av 17-4PH i det förebyggande underhållsprogrammet som utformats enligt AMP102 till *IGALL*. RAB avser att hantera åldring av dessa komponenter genom periodiskt utbyte.

SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 4 kap. 6 § SSMFS 2008:13, om att material som används bland annat ska ha hög åldringsbeständighet och hårdighet mot omgivande miljö, efter ursprungligt analyserad drifttid, genom att RAB har

- genomfört en systematisk genomgång av komponenter tillverkade av martensitiskt rostfritt stål som opererar vid drifttemperaturer över 250 °C,
- i analysen använt relevanta utvärderingskriterier, och
- inkluderat ventilspindlar tillverkade av materialet 17-4PH i det i förebyggande underhållsprogrammet.

5.5 Huvudcirkulationspumparnas svänghjul

Huvudcirkulationspumparnas svänghjul är monterat på pumpmotoraxeln och har som funktion att förlänga kylpumparnas frirullning vid ett elavbrott. På så vis kan pumpen fortsatt förse reaktorhärden med kylning till dess att styrtavarna fallit in. Svänghjulets strukturella integritet är ur ett säkerhetsmässigt perspektiv av stor vikt eftersom svänghjulet vid normaldrift har stor rörelseenergi och ett brott kan generera missiler.

5.5.1 Krav i 2 kap. 1 och 3 §§ SSMFS 2008:13

En mekanisk anordning ska för att få tas i drift vara konstruerad, tillverkad, installerad och kontrollerad så att säkerheten upprätthålls vid alla händelser till och med händelseklassen osannolika händelser.

En mekanisk anordning får inte utsättas för fler eller större tryckvariationer, mekaniska eller termiska belastningsvariationer än de som ligger till grund för konstruktionen.

En närmare kravbild ges av *Regulatory Guide 1.14* [13] som utfärdats av den amerikanska myndigheten *US Nuclear Regulatory Commission (US-NRC)* i syfte att förebygga svänghjulsbrott.

5.5.2 RAB:s underlag

RAB redogör i [14] för en förnyad värdering av den defekt- och skadeanalys [15] som har genomförts av svänghjulen mot kravbilden i [13]. RAB konstaterar att befintlig defekt- och skadeanalys är fullständig, noggrant utförd och att aktuell återkommande kontroll är lämplig. RAB rekommenderar dock att utökad provning ska införas, vilket kommer att dokumenteras i den förebyggande underhållsplaneringen. Sammantaget anser RAB att befintliga defekt- och skadeanalys samt tillkommande provning i program för återkommande kontroll ger förutsättningar för 60 års drift enligt acceptanskriterium 3 i avsnitt 5.1.2.

5.5.3 SSM:s bedömning

I samband med granskning av helhetsbedömningen för R2 [16] granskade SSM motsvarande TLAA inklusive defekt- och skadeanalysen [15] samt aktuell provningsprocedur. SSM konstaterade att [15] uppfyller den kravbild som ges av [13] med några mindre avvikelser som inte bedöms påverka slutsatserna. SSM konstaterade vidare att den återkommande provningen är tillräcklig, för att på ett tidigt stadium kunna fånga upp en eventuell skada. SSM angav också att myndigheten såg positivt på införandet av utökad provning.

Sammantaget bedömde SSM i [16] att RAB, för huvudcirkulationspumparnas svänghjul, har förutsättningar att uppfylla kraven i 2 kap. 1 och 3 §§ efter ursprungligt analyserad drifttid. Bedömningen baserades på att RAB identifierat en tillräcklig kravbild för att förebygga svänghjulsbrott och att de analyser samt den provning som RAB utfört visar att svänghjulen har hållfasthetstekniska förutsättningar för drift i 60 år.

SSM har vid en förnyad kontroll av [15] inte funnit något som ändrar den tidigare bedömningen. SSM bedömer därför att RAB, för huvudcirkulationspumparnas svänghjul, har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 2 kap. 1 och 3 §§ efter ursprungligt analyserad drifttid.

SSM noterar också att en av avvikelserna som identifierades i [16] endast avsåg R2 och inte R3 och R4.

5.6 Inneslutningens spännkablar

Med tiden uppstår spännkraftsförluster i spännkraftsarmerade betongkonstruktioner. Spännkraftsförluster orsakas av krypning och krympning i betongen samt relaxation i spännkablar. En tillräcklig hög förspänning är en förutsättning för att reaktorinneslutningens integritet ska kunna säkerställas vid ett eventuellt haveri och då reaktorinneslutningen övertrycks. Spännkraften får således under reaktorns drifttid inte sjunka så lågt att reaktorinneslutningens integritet äventyras vid ett postulerat haveri. SSM:s syn på TLAA för spännkablar finns bland annat dokumenterad i utredningsrapporten [3].

Av [3] framgår att spännkraftsanalyser lämpligen genomförs genom att

- redovisa mätresultat samt extrapolerade värden av spännkraften som funktion av tiden från anläggningens start fram till analysperiodens slut, och
- motivera resultaten vid extrapolerade data och visa att tillräcklig hänsyn tagits till förhöjd temperatur och andra degraderingsmekanismer av betongen.

Vidare anser SSM att den dokumentation som redovisas i samband med analyserna enligt ovan bör omfatta följande

- diagram över spännkraften som funktion av tiden fram till analysperiodens slut,
- mätmetod inklusive metodik och motiv till extrapolerade data med antagna miljöförhållanden, och
- uppgifter om erforderlig spännkraft för att reaktorinneslutningens integritet vid ett postulerat haveri ska kunna säkras inklusive uppgifter om analysmetodik för denna beräkning.

5.6.1 Krav i 3 kap. 3 § SSMFS 2008:13

Av 3 kap. 3 § SSMFS 2008:13 följer bland annat att mekaniska anordningar ska fortlöpande avsynas, undersökas och övervakas för kontroll av att inga otätheter uppkommit och att inga tecken på skadlig påverkan i övrigt föreligger.

5.6.2 RAB:s underlag

I [38] sammanfattar RAB det analysarbete och de slutsatser som ligger till grund för bedömning av inneslutningens spännkablar. R3 och R4 har vertikala och horisontella spännkablar i cylinderväggen samt domkablar i kupolen. Rapportens slutsats är att statusen för spännkabelsystemet på R3 och R4 är god och att det finns god marginal jämfört med de ursprungliga analyserna samt de nyare analyserna utförts enligt moderna

normer. RAB redogör även för att det har utförts en regressionsanalys utifrån de uppmätta spännkrafterna.

RAB genomför enligt [38] provning av spännkablar med ett intervall på 10 år. Provningsav spännkabelkraften utförs med hjälp av en domkraft och vid varje provningstillfälle provas 2 % av kablarna. Vid provningen tas också materialprov av spännkablar trådar. För trådarna genomförs okulärbesiktning, dragprov, bockningsprov och metallografisk undersökning. Därtill genomförs analyser av det korrosionsskyddande fett. Provningsintervall och utförande baseras enligt RAB på *Regulatory Guide 1.35* (R.G. 1.35). Enligt R.G. 1.35 ska provningsintervallet ske efter 1, 3 och 5 år och därefter vart 5:e år. Intervallet kan dock sträckas ut till 10 år om det finns anläggningar som är byggda samtidigt, med likvärdigt utförande och på samma anläggningsplats. Detta har medfört att RAB från och med 1989 genomfört provningar med 10 års intervall. RAB redovisar resultat gällande spännkabelkraften i diagram med sammanställda medelvärden för de horisontella-, vertikala- och domkablarna. Resultaten redovisas även i tabellform där bland annat den ursprungliga spännkraften, kvarvarande spännkraft och nedre konfidensgräns listas.

RAB har i [39] genomfört en ny analys för att säkerställa att konstruktionen uppfyller ställda krav på täthet och bärlighet under sin planerade livstid. Syftet med analysen är bland annat att kontrollera att de konstruktionsmässiga krav på täthet och bärlighet som ställs på byggnaden enligt DNB^{xiii} uppfylls under byggnadens planerade livstid. Denna kontroll görs genom en ny analys som tar hänsyn till ett konservativt värde på spännkraftsförlusterna för att gardera sig mot ytterligare oväntade förluster. RAB har genomfört dessa analyser med spännkraftsförlust på 20 % och 25 %. Analyserna har resulterat i att konstruktionens kapacitet är tillfredsställande för samtliga undersökta lastkombinationer och kraven på täthet och bärlighet anses vara uppfyllda.

För att prognostisera spännkraftsförlusterna har RAB använt modeller för krypning och krympning i betongen samt relaxation i spännkablar [38]. Beräkningarna är gjorda enligt Eurokod 2 och de initiala spännkabelförlusterna var lägre än vad analyserna visar för både R3 och R4, vilket RAB anger troligtvis beror på att uttorkningen av konstruktionen sker väldigt långsamt. Att konstruktionerna spändes upp efter lång tid är även en annan faktor som kan ha betydelse. RAB har i kurvdiagram redovisat de teoretiskt beräknade spännkrafterna och de uppmätta spännkrafterna, som visar på att de uppmätta spännkrafterna är högre än de teoretiskt beräknade. RAB:s predikterade spännkabelförluster är mindre än 25 % för 80 års drift.

Genom en regressionsanalys av uppmätta spännkrafter har RAB uppskattat spännkraftsförlusterna [38]. Regressionsanalysen baseras på medelvärden och nedre konfidensgränser från uppmätta spännkrafter. Resultaten från regressionsanalysen presenterar RAB i figurer som visar medelvärde och nedre konfidensgräns. I tabellform redovisas medelvärden, nedre konfidensgräns, determinationskoefficient samt gränsvärden. Regressionsanalysen visar att korrelationen mellan mätdata och regressionslinjerna är hyfsad med ett korrelationsvärde på mer än 0,7, där 1 motsvarar perfekt korrelation. Domkablarna på R3 avviker något med ett korrelationsvärde på runt 0,5. Regressionsanalysen resulterar i att marginalen mellan gränsvärde och beräknade värden efter 60 och 80 år är mycket god.

^{xiii} Dimensionering av nukleära byggnadskonstruktioner, SSM report 2017:07.

5.6.3 SSM:s bedömning

SSM finner att RAB:s redovisning, gällande TLAA för spännkablar, innehåller de uppgifter som behövs i enlighet med SSM:s utredningsrapport [3].

SSM anser att *Lift-off*-metoden, då spännkabelkraften mäts med hjälp av en domkraft, är en metod som är validerad för sitt ändamål. Vidare anser SSM att RAB:s provningsutförande, vad gäller omfattning och innehåll, är förenligt med R.G. 1.35. Ett doktorandprojekt [40] visar dock på att spridningen i uppmätta spännkrafter ökar med tiden och att antalet spännkablar som testas därmed bör ökas. SSM anser därför att RAB bör överväga att utöka antalet spännkablar som provas.

SSM bedömer att mätningar av kvarvarande spännkraft på R3 och R4 kan utföras var tionde år enligt anvisningarna i R.G. 1.35. Detta förutsätter dock, utöver att de är byggda med likvärdigt uppförande och är på samma anläggningsplats, att de initiala trycktesterna på reaktorinneslutningarna har utförts inom två år av varandra samt att ingen unik situation föreligger som medför skillnader i strukturell degradering eller i spännkabeldegradering. Detta framgår inte av RAB:s redovisat underlag.

SSM konstaterar att det inte framgår av RAB:s underlag om R.G. 1.35 följts i det avseende att det funnits en kontrollkabel i varje spännkabelgrupp som testats vid varje provningstillfälle. SSM anser att RAB, vid avsaknad av kontrollkabel i varje spännkabelgrupp, bör överväga att införa sådana.

SSM bedömer sammantaget att RAB har använt en analysmetodik som är vedertagen för sitt ändamål och påvisat att kraven på bärighet är uppfyllda för ett postulerat haveri. RAB har genom redovisade analyser visat att reaktorinneslutningens integritet vid ett postulerat haveri kan säkras vid en spännkraftsförlust på 25 %. Detta kan jämföras med, de av RAB predikterade, spännkabelförlusterna som är mindre än 25 % för 80 års drift.

SSM noterar att den prediktionsmodell som RAB använt i sina analyser baseras på vedertagna metoder. Dock är det oklart om RAB som indata till modellen använt sig av verkliga fukt- och temperaturförhållanden eller teoretiska värden. Enligt [41] kan noggrannheterna hos prediktionsmodellerna öka med 15 % om de verkliga klimatförhållandena togs i beaktande i modelleringen. SSM anser dock att resultaten i prediktionsmodellerna är relativt konservativa i förhållande till de uppmätta värdena.

SSM konstaterar att RAB:s regressionsanalys ger goda resultat, med relativt höga korrelationsvärden, förutom för domkablar i R3. SSM anser att en mer tillförlitlig regressionsanalys, för framtida analysresultat, kan erhållas genom att utöka antalet spännkablar vid varje provningstillfälle.

SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kravet enligt 3 kap. 3 § SSMFS 2008:13 för reaktorinneslutningens spännkablar, efter ursprungligt antagen drifttid, genom att

- en validerad metod används för mätning av kvarvarande spännkraft,
- en beprövad och för sitt ändamål validerad inspektionsmetod nyttjas för icke-ingjutna spännkablar,
- Reaktorinneslutningarnas kapacitet har verifierats med förnyade analyser fram till nästa provningstillfälle,
- analysmodellerna baseras på vedertagna metoder, och
- RAB på ett trovärdigt sätt visat på att spännkraftsförlusterna för R3 och R4 inte medför att lägsta tillåtna spännkrafter underskrids fram till nästa helhetsbedömning.

SSM har dock funnit ett antal förbättringsområden. RAB kan

- utöka antalet spännkablar ur respektive spännkabelgrupp som testas vid varje inspektionstillfälle,
- säkerställa och redovisa att de initiala trycktesterna utförts inom två år av varandra, och att ingen unik situation föreligger som kan påverka skillnader av den strukturella- och spännkabeldegraderingen för R3 och R4,
- vid avsaknad av kontrollkabel inför kommande provningstillfällen överväga att inför en för varje spännkabelgrupp, och
- redogöra för hur analysmodellerna tar hänsyn till vunna erfarenheter och utveckling inom vetenskap och teknik.

5.7 Utmattning av kranar

Det saknas idag specifika föreskrifter^{xiv} om kranar och lyftutrustning för tillämpning inom kärnteknisk verksamhet. Vanligtvis har därför konventionella konstruktionsstandarder och guider använts vid nykonstruktion och verifieringsanalyser. SSM bedömer därför föreliggande TLAA mot allmänna krav i SSMFS 2008:1.

En vägledning till hur lyftutrustning kan utvärderas för fortsatt drift efter ursprungligt analyserad drifttid för ges av dokumentet *IAEA Safety Report Series No. 82 (IGALL)*.

5.7.1 Krav i 5 kap. 3 § SSMFS 2008:1

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 åldersrelaterade 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.

5.7.2 RAB:s underlag

RAB redogör i [19] för det aktuella tillståndet för kranar och traverser, vilka åtgärder som behöver vidtas för fortsatt drift samt hur åldringsrelaterad degradering hanteras. RAB:s redovisning baseras i huvudsak på dokumenten TLAA108 och AMP127 till *IAEA Safety Report Series No. 82 (IGALL)*.

RAB anger i [19] att kranar och traverser på R3 och R4 generellt är utformade enligt nationella föreskrifter och standarder^{xv} som innefattar att konditionskontroller ska genomföras. Enligt TLAA108 faller därför kranar och traverser inom kriterium 3 (se avsnitt 5.1.2) även om kriterium 1 eller 2 skulle vara uppfyllda. Detta innebär att hantering av relevanta åldringsmekanismer bör ske i enlighet med AMP127, vilken anger att det ska finnas ett implementerat program för lyftutrustning som hanterar

- korrosion på räl och lastbärande strukturer,
- nötning på räl, och
- förluster av bultade infästningar.

^{xiv} SSM arbetar för närvarande inom ramen för översynen av föreskrifterna med att ta fram en specifik föreskrift om lyftutrustning. SSM har tillsänt RAB föreskriftsförslaget för remiss.

^{xv} RAB anger att det även finns lyftutrustning som har försetts med feltåliga lyftmaskinerier i nivå med standarden KTA 3902 och NUREG-0612 Appendix C. Nämnade standards ställer liknande krav på konditionskontroller.

Programmet ska också säkerställa att räl- och lastbärande konstruktioner inspekteras i enlighet med nationella standarder och att bultinfästningar inspekteras. Därutöver finns krav om reparationer och utbyten. RAB poängterar att det endast är kranar och traverser som opererar med, eller ovanför säkerhetsrelaterad utrustning som berörs av kraven i AMP127. Den lyftutrustning som berörs finns därför främst i reaktorinneslutningen, bränslebyggnaden, turbinhallarna eller i intagsbyggnaden.

RAB anger att de krav som ställs i AMP127 är inkluderade i lyftanordningarnas aktuella konditionskontroller. Konditionskontrollerna värderar lyftanordningen baserat på hur lyftanordningen har använts och hur denna är klassad vad gäller driftklass, lyftklass, maskingrupp och styrsystem. Kriterier för när och hur konditionskontroll ska utföras styrs av standarden SS-ISO 12482-1 och SS-ISO 9927-1.

Konditionskontroller av kranar och traverser har utförts sedan 1999. För tiden innan 1999 har RAB genomfört en värdering av lyftutrustningens tillstånd, det vill säga hur stor del av lyftanordningens livslängd som har förbrukats. Värderingen bygger i huvudsak på analys av loggböcker och på intervjuer. RAB anger att en straffaktor på 100 % lagts på den utnyttjandegrad som uppskattats. RAB redogör för att det i konditionskontrollerna inte finns en specifik del för inspektion av byggnadskonstruktioner. Detta fångas istället upp av byggunderhålls strategiska underhållsplaner, vilka inkluderar besiktningsspunkter och avsyningar av invändiga betongkonstruktioner, räl, banor och upplag. RAB anger vidare att lyftanordningars infästningar inspekteras i samband med övriga delar av lyftanordningen.

RAB redogör för att alla lyftanordningar följer en så kallad strategisk underhållsplan där lyftanordningens aktuella status (baseras på utförd konditionskontroll) framgår. Den strategiska underhållsplanen innehåller även information om eventuella brister hos lyftanordningen, hur stor del av den teoretiska livslängden hos lyftanordningens stålkonstruktion och mekaniska anordningar som har förbrukats samt vad som har kontrollerats.

RAB bedömer sammantaget att det program för inspektioner och underhåll av lyftutrustning som utarbetats för att hantera åldringsmekanismer uppfyller AMP127 och att det därmed finns goda förutsättningar för 60 års drift. RAB nämner också att arbete pågår kontinuerligt med att anpassa befintliga lyftanordningar mot krav i SSM:s kommande föreskrifter.

I område 7 [42] till helhetsbedömningen av R3 och R4 anger RAB att personal på underhållsavdelningen med arbetsuppgifter av betydelse för säkerheten ska ha uppdaterade och genomgångna kompetensanalyser. Kompetensläget följs upp årligen och rapporteras till SSM genom årsrapporteringen.

5.7.3 SSM:s tillsyn

SSM granskade år 2016 RAB:s helhetsbedömning för Ringhals 1 och 2, se [16] och [17]. SSM konstaterade i granskningen att det saknades en redogörelse för vilka krav som tillämpas när det gäller kompetens hos personal som utför inspektioner enligt strategiska underhållsplaner och program för förebyggande underhåll. SSM noterade även att RAB identifierat en brist när det gäller rutiner för kontroll av betongupplag under kranbanorna. RAB angav i redovisningen att bristen ska avhjälpas genom att införa en kontrollpunkt i program för besiktning av byggnader.

5.7.4 SSM:s bedömning

SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 5 kap. 3 §§ SSMFS 2008:1 avseende utmattning av kranar efter ursprungligt analyserad drifttid. Bedömningen baseras på att RAB redogör för

- ett program som hanterar relevanta åldringsmekanismer hos säkerhetsrelaterad lyftutrustning,
- ett program som hanterar åldringsmekanismer i, för lyftutrustning, erforderliga delar av byggnadskonstruktioner, och
- att dokumenterad uppföljning sker av lyftutrustningars aktuella status.

SSM konstaterar även att RAB i helhetsbedömningen redogör för att det finns dokumenterade krav på kompetens hos personal som utför inspektioner och underhåll samt att RAB avhjälper den brist avseende rutiner för kontroll av betongupplag under kranbanorna.

5.8 CRDM-stegsekvenser

Control Rod Drive Mechanism (CRDM) eller styrtavarnas drivdon manövrerar styrtavarna in och ut i reaktorhärden. Mekanismen består av fasta och flyttbara klackar som med hjälp av elektromagneter förflyttas längs en kuggstång.

5.8.1 Krav i 2 kap. 3 §§ SSMFS 2008:13

En mekanisk anordning får inte utsättas för fler eller större tryckvariationer, mekaniska eller termiska belastningsvariationer än de som ligger till grund för konstruktionen.

5.8.2 RAB:s underlag

RAB redogör i [18] för att nya drivdon sattes in på R3 och R4 under 2005 respektive under 2008 och dessa drivdon i anläggningarnas säkerhetsredovisning är begränsade till 5500 fulla stegsekvenser i enlighet med tillverkarens dimensionering.

Inför bytet av drivdon 2005 gjordes en sammanställning av antalet styrtavsrörelser, vilken senare kompletterats med antalet styrtavsrörelsen fram till 2017. RAB anger att sammanställningen konservativt har antagit att varje lasthändelse räknas som ett fullt laststeg, även då alla laststeg inte har nyttjats. RAB konstaterar att om fortsatt drift sker på ett liknande sätt som mellan 2004 och 2017, kommer de nya drivdonen efter 60 års drift manövrerat cirka 1000 fulla stegsekvenser. RAB anser därför att goda förutsättningar finns för 60 års drift.

5.8.3 SSM:s bedömning

SSM bedömer att RAB, för styrtavarnas drivdon, har förutsättningar att uppfylla kraven enligt 2 kap. 3 §§ SSMFS 2008:13 efter ursprungligt analyserad drifttid. Bedömningen baseras på att RAB visat att utmattning av styrtavarnas drivdon inte kommer vara begränsande för fortsatt drift av R3 och R4.

6 Samlad bedömning

SSM har granskat de tidsberoende analyser RAB redovisat i samband med redovisningen av helhetsbedömningen av R3 och R4. De tidsberoende analyserna utgör en central del i myndighetens ställningstagande till förutsättningar för fortsatt drift och det övergripande målet med föreliggande granskning har varit att bedöma de tekniska förutsättningarna för fortsatt drift av R3 och R4 efter ursprungligt analyserad drifttid.



SSM bedömer att RAB med använd metodik uppfyller kraven avseende att identifiera de system, strukturer och komponenter som analyserats för en begränsad drifttid. SSM har vidare bedömt att RAB, genom redovisade tidsberoende analyser, visat att det finns förutsättningar att uppfylla de bedömda kraven efter ursprungligt analyserad drifttid, se sammanställning i Tabell 1.

Tabell 1 – Sammanställning av värderade TLAA och SSM:s bedömning mot krav

Område	Avsnitt	Krav	SSM bedömning
Metodik för identifiering av TLAA	5.1	2 kap. 1 § SSMFS 2018:1	SSM bedömer att RAB uppfyller kraven.
Lågcykelutmattning	5.2	2 kap. 3 § SSMFS 2008:13	SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven.
Neutronförsprödning	5.3	2 kap. 1-2 §§, 3 kap. 6 § SSMFS 2008:13	SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven.
Termisk åldring	5.4	4 kap. 6 § SSMFS 2008:13	SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven
Huvudeirkulationspumparnas svänghjul	5.5	2 kap. 1, 3 §§ SSMFS 2008:13	SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven.
Inneslutningens spännkablar	5.6	3 kap. 3 § SSMFS 2008:13	SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven
Utmattning av kranar	5.7	5 kap. 3 § SSMFS 2008:1	SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven.
CRDM-stegsekvenser	5.8	2 kap. 3 § SSMFS 2008:13	SSM bedömer att RAB har förutsättningar att uppfylla kraven.



7 Förkortningar

Tabell 2 – Förkortningar

Förkortning	Förklaring
AMP	Program för åldringshantering (<i>Ageing Management Program</i>)
AMR	Åldringsanalys (<i>Ageing Management Review</i>)
ART	Justerad referenstemperatur (<i>Adjusted Reference Temperature</i>)
ASME	<i>American Society for Mechanical Engineers</i>
BWR	Kokvattenreaktor (<i>Boiling Water Reactor</i>)
CASS	<i>Cast Austenitic Stainless Steel</i>
CRDM	Styrstavarnas drivdon (<i>Control Rod Drive Mechanism</i>)
EOL	<i>End of Licence</i>
ET	Virvelströmsprovning
FoU	Forskning och utveckling
GALL	<i>Generic Ageing Lessons Learned</i>
GTAW	TIG-svetsning
HAZ	Värmepåverkad zon (<i>Heat Affected Zone</i>)
HTG	Högsta tillåtna gränsvärde
IAEA	Internationella atomenergiorganet (<i>International Atomic Energy Agency</i>)
IASCC	Bestrålningssinducerad spänningskorrosion (<i>Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking</i>)
IGALL	<i>International Generic Ageing Lessons Learned</i>
KTA	<i>Der Kerntechnische Ausschuss</i>
KTH	Kungliga tekniska högskolan
LTO	Långtidsdrift (<i>Long Term Operation</i>)
PTS	Kall övertryckning (<i>Pressurized Thermal Shock</i>)
PWR	Tryckvattenreaktor (<i>Pressurized Water Reactor</i>)
RCL	<i>Reactor coolant loop</i>
RCP	Reaktorkylpump (<i>Reactor coolant pump</i>)
R.G.	<i>US-NRC Regulatory Guide</i>
RAB	Ringhals AB
R2	Ringhals 2
R3	Ringhals 3
R4	Ringhals 4
SAR	Säkerhetsredovisning (<i>Safety Analysis Report</i>)
SSM	Strålsäkerhetsmyndigheten
SAW	Pulverbågssvetsning
SMAW	Manuell pulverbågssvetsning
TLAA	Tidsberoende analys (<i>Time Limited Ageing Analysis</i>)
US-NRC	<i>United States Nuclear Regulatory Commission</i>
UT	Ultraljudsprovning
VT	Visuell provning

8 Referenser

- [1] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Tillsyn och förutsättningar för långa drifttider av åldrande kärnkraftanläggningar*, Rapport, SSM 2010/659-11, 2010-11-29.
- [2] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Drift av kärnkraftreaktorer längre än ursprungligt analyserad eller konstruerad tid med hänsyn till åldringsfrågor*, Rapport, SSM 2010/1557-4, 2012-10-31.
- [3] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Redovisning av åldringsrelaterade tidsberoende analyser för långa drifttider i samband med återkommande helhetsbedömningar*, Rapport, SSM2012-1302-1, 2012-04-04.
- [4] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Ny tidpunkt för redovisning av helhetsbedömning för Ringhals 3 och 4*, Beslut, SSM2014-780-1, 2014-06-05.
- [5] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Bedömning av kravuppfyllelse vid tillsyn*, Internt styrdokument, STYR2011-87, revision 8, 2019-11-20.
- [6] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4 – TLAA Sammanfattande rapport*, Rapport, 2407025/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [7] Ringhals AB, *Ringhals 3 and 4 – Basis for Assessment and Presentation of Results from Evaluation of TLAA's*, Rapport, 2457144/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [8] Ringhals AB, *Ringhals 3 och Ringhals 4. Time Limited Ageing Analyses (TLAA) – Sammanfattning av grundläggande förutsättningar och resultat*, Rapport, 2481988, 2019-10-21. (SSM2019-3499-5)
- [9] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4 – Long Term Operation – Systematisk inventering av TLAA för verifiering av säkerdrift under LTO*, Rapport, 2290350/4.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [10] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Frågor och begäran om referenser*, Brev, SSM2019-3499-6, 2020-01-31.
- [11] Ringhals AB, *R1-R4 Long Term Operation (LTO) Metodik för utvärdering och dokumentation*, Rapport, 2253458/3.0, 2018-01-31. (SSM2019-3499-7)
- [12] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Metodik för analys av skador i mekaniska anordningar i kärntekniska anläggningar*, Rapport, SSM Report 2018:20, Augusti 2018.
- [13] U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Reactor Coolant Pump Flywheel Integrity*, Regulatory Guide 1.14, Revision 1, augusti 1975.
- [14] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4 – TLAA RCP Svänghjul*, Rapport, 2407016/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [15] Ringhals AB, *Defekt- och skadeanalys av RCP svänghjul R2, R3 samt R4*, Rapport, 2216117/2.0, 2013-04-23. (SSM2015-2367-1)
- [16] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Granskning av Ringhals 1, återkommande helhetsbedömningar: Område 7 – Underhåll, material- och kontrollfrågor med särskilt beaktande av degradering på grund av åldring*, Rapport, SSM2015-1123-51, 2016-07-05.
- [17] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Granskning av Ringhals 2, återkommande helhetsbedömningar: Område 7 – Underhåll, material- och kontrollfrågor med särskilt beaktande av degradering på grund av åldring*, Rapport, SSM2015-1123-52, 2016-07-05.
- [18] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4 – CRDM Stegsekvenser*, Rapport, 2407022/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [19] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4 – TLAA Utmattnings av kranar*, Rapport, 2407020/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [20] Ringhals AB, *Ringhals 34 PSR 2019 Områdesrapport 7; Underhåll, material- och kontrollfrågor med särskilt beaktande av degradering p.g.a. åldring*, Rapport, 2383843/2.0, 2019-03-22. (SSM2019-3383-5)
- [21] Ringhals AB, *Ringhals 3 – TLAA Lågcykelutmattnings T1 – Transientbudget för 60 års drift*, Rapport, 2387127/4.0, 2020-01-29. (SSM2019-3499-7)
- [22] Ringhals AB, *Ringhals 4 – TLAA Lågcykelutmattnings T1 – Transientbudget för 60 års drift*, Rapport, 2387128/4.0, 2020-01-29. (SSM2019-3499-7)

- [23] Ringhals AB, *Ringhals 3 – TLAA Lågcykelutmattning*, Rapport, 2407013/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [24] Ringhals AB, *Ringhals 4 – TLAA Lågcykelutmattning*, Rapport, 2407014/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [25] Ringhals AB, *Long Term Operation (LTO) – Analys – Screening och grund för värdering av utmattningsanalys*, Rapport, 2217910/3.0, 2015-12-18. (SSM2019-3499-7)
- [26] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4. Time Limited Ageing Analyses (R34 TLAA) – Leverans av referensdokument och besvarande av frågor till följd av SSM:s inledande granskning*, Brev, 2492386, 2020-02-28. (SSM2019-3499-7)
- [27] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4 - TLAA Åtgärder efter projekt A.01868*, Rapport, 2453482/2.0, 2018-11-05. (SSM2019-3499-7)
- [28] Ringhals AB, *Ringhals 3 – TLAA Bestrålningsförsprödning av reaktortank*, Rapport, 2382375/3.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [29] Ringhals AB, *Ringhals 4 – TLAA Bestrålningsförsprödning av reaktortank*, Rapport, 2382376/3.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [30] Ringhals AB, *R3 – System 30211, reaktortank. Skadetålighetsanalys för postulerade defekter i beltlinesvets W4*, Rapport, 2374073/4.0, 2017-07-05. (SSM2019-3499-7)
- [31] Ringhals AB, *R4 – System 30211, reaktortank. Skadetålighetsanalys för postulerade defekter i beltlinesvets W4*, Rapport, 2380365/2.0, 2017-07-05. (SSM2019-3499-7)
- [32] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Anmälan enligt 3 kap. 3 § SSMFS 2008:13 av uppdaterat surveillance program för reaktortankarna R1-4 samt anmälan av högsta tillåtna gränsvärde för Ringhals 3 och Ringhals 4*, Rapport, SSM2016-2517-4, 2017-07-03.
- [33] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Anmälan av uppdaterat surveillance program för reaktortankarna enligt SSMFS 2008:13, 3 kap. 6§ för Ringhals 1-4*, Rapport, SSM2018-1799-2, 2018-11-06.
- [34] Statens Kärnkraftinspektion, *Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking in Carbon and Low-Alloy Steels in High-Temperature Water*, Rapport, SKI Report 2005:60, November 2005.
- [35] Ringhals AB, *R3-R4 Prediktionsmodell för reaktortankarnas bestrålningspåverkade svets skarvar, W4 och W5, samt framtagning av osäkerhetspåslag*, Rapport, 2414456/4.0, 2019-06-26. (SSM2019-3499-7)
- [36] Ringhals AB, *Matlabscript för utmattning med miljöfaktorer, R1 TLAA/LTO*, Rapport, 2330024/5.0.
- [37] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4 – TLAA Termisk åldring T3*, Rapport, 2391573/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [38] Ringhals AB, *Ringhals 3 och 4 – TLAA Inneslutningens spännkablar*, Rapport, 2407017/2.0, 2019-03-21. (SSM2019-3499-1)
- [39] Ringhals AB, *Ringhals 3/4. Utvärdering av effekten av ökade förluster i förspänningskablarna på inneslutningens bärförmåga och täthet*, Rapport, 2420609/2.0, 2019-12-20. (SSM2019-3499-8)
- [40] Patrick Andersson, *Structural Integrity of Prestressed Nuclear Reactor Containment*, Akademisk avhandling, Report TVBK-1035, Lund 2007.
- [41] Peter Lundqvist, *Assessment of Long-Term Losses in Prestressed Concrete Structures, Application for Nuclear Reactor Containments*, Akademisk avhandling, Report TVBK-1043, Lund 2012.
- [42] Strålsäkerhetsmyndigheten, *Granskning av återkommande helhetsbedömning av Ringhals 3 och 4 för område 7 - Underhåll, material- och kontrollfrågor med särskilt beaktande av degradering p.g.a. åldring*, Rapport, SSM2019-2283-20, 2020-05-06.