



# Strålsäkerhetsmyndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

## UTREDNINGSRAPPORT

Datum: 2012-04-04

Dok nr: SSM2012-1302

---

**Författare:** Björn Brickstad

---

**Samråd:** Peter Ekström, Kostas Xanthopoulos

---

**Fastställt:** Lars Skånberg, cKR

## Redovisning av åldringsrelaterade tidsberoende analyser för långa drifttider i samband med återkommande helhetsbedömningar

### Sammanfattning

Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) ger i denna utredning sin syn på vilka krav som kan vara rimligt att ställa på tillståndshavarnas redovisning av tidsberoende analyser av vissa åldringsmekanismer för långa drifttider i samband med återkommande helhetsbedömningar.

Syftet med utredningen är att specificera de krav som kan vara rimligt att ställa på tillståndshavarnas underlag i samband med återkommande helhetsbedömningar som tillsänds SSM för granskning avseende tidsberoende analyser av några centrala åldringsmekanismer som förekommer i de svenska kärnkraftanläggningarna och som speciellt avser långa drifttider, dvs. tider längre än som anläggningen ursprungligen konstruerades eller analyserades för.

Följande mekanismer analyseras:

- Utmattning inklusive transientuppföljning
- Bestrålningsförsprödning av reaktortank
- Spännkraftsförluster i reaktorinneslutning
- Speciella analyser, undercladsprickor i reaktortank Ringhals 2

Utredningen har hämtat ledning från gällande regler och riktlinjer för återkommande säkerhetsgranskningar (Periodic Safety Review, PSR) eller återlicensiering i några andra länder (Finland, Schweiz och USA) samt riktlinjer från IAEA som används i samband med PSR av IAEA:s medlemsländer.

Det är utredningens bedömning att föreliggande rapport kan användas både av tillståndshavarna i redovisningen av de återkommande helhetsbedömningarna och av SSM som ett stöd i granskningen av denna redovisning. Utredningen utgör även ett underlag till myndighetens utveckling av processen för granskning av återkommande helhetsbedömningar som kommer att uppdateras under 2012.



## Innehållsförteckning

1. Bakgrund.....	3
2. Syfte och uppdrag .....	4
3. Avgränsningar.....	4
4. Utredningens omfattning .....	5
5. Kärntekniklagen (1984:3) och SSM:s föreskrifter.....	6
6. Underlag .....	6
7. Analys .....	7
7.1 Riktlinjer från IAEA .....	7
7.2 Hantering av License Renewals (LR) i USA.....	8
7.3 Återkommande säkerhetsgranskning (PSR) i Finland.....	10
7.4 Återkommande säkerhetsgranskning (PSR) i Schweiz .....	12
7.5 Förslag till riktlinjer för åldringsrelaterade analyser .....	12
7.5.1 Utmattning och transientuppföljning.....	12
7.5.2 Bestrålningsförsprödning av reaktortank.....	14
7.5.3 Spännkraftsförluster i reaktorinneslutning .....	17
7.5.4 Speciella analyser .....	18
7.5.4.1 Sprickor under pläteringen i reaktortanken Ringhals 2 .....	18
8. Slutsatser och rekommendationer .....	19
9. Referenser .....	19



## 1. Bakgrund

I regeringens proposition 2009/10:172 med ändringar i kärntekniklagen anges bl.a. följande text angående återkommande helhetsbedömningar som föreslogs ingå i ny kärntekniklag:

- Helhetsbedömningar av säkerheten hos kärntekniska anläggningar anses vara ett effektivt tillsynsinstrument som syftar till att få en övergripande bild av säkerheten vid en anläggning för att kunna bestämma rimliga och praktiskt möjliga åtgärder för att bibehålla en hög säkerhetsnivå.
- För äldre reaktorer handlar det också om att förbättra säkerheten så att dessa i så hög grad som möjligt är lika säkra som nyare reaktorer. Helhetsbedömningen innebär således en process som möjliggör för tillsynsmyndigheten att successivt skärpa säkerhetskraven i samband med drift av kärnkraftverk.
- Det finns också behov av att kunna precisera kravet på innehållet i en helhetsbedömning, t.ex. vilka säkerhetsområden som analysen och redogörelsen närmare ska omfatta och hur djupgående dessa ska vara.

Som ett led i att uppfylla behovet av preciseringar av innehållet i de återkommande helhetsbedömningarna har föreliggande utredning tagits fram vad gäller åldringsrelaterade tidsberoende analyser av vissa mekaniska komponenter som grund för långa drifttider. Det är även i linje med de rekommendationer SSM givit i en tidigare utredning [1].

Föreliggande utredning utgör även ett underlag till myndighetens utveckling av processen [11] för granskning av återkommande helhetsbedömningar som kommer att uppdateras under 2012.

Långtidsdrift av reaktorer har även uppmärksammats av CNRA (Committee on Nuclear Regulatory Activities) som har givit ut gemensamma riktlinjer [31] för de utmaningar som finns i samband med långa drifttider av kärnkraftreaktorer och vilka åtgärder och analyser som tillståndshavare bör redovisa i samband med en återkommande helhetsbedömning eller en återlicensiering. Det ska noteras i sammanhanget att ingen vedertagen svensk definition finns för begreppet ”långa drifttider”. IAEA-rapporten [2] definierar långtidsdrift som drift längre än vad som satts som gräns vid t.ex. licensieringsperiod, konstruktion eller föreskrift som har motiverats via säkerhetsbedömningar och med hänsyn tagen till livstidsbegränsande mekanismer.

I tabell 1 visas läget för redovisningarna av återkommande helhetsbedömningar. Flera anläggningar börjar nu närma sig 40 år, som i regel är den tid för vilken majoriteten av anläggningarnas mekaniska komponenter ursprungligen konstruerades för.



Tabell 1. Information om redovisning av de återkommande helhetsbedömningarna till SSM

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

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

## 2. Syfte och uppdrag

Syftet med utredningen är att utreda och klargöra de krav som kan vara rimligt att ställa på tillståndshavarnas underlag i samband med återkommande helhetsbedömningar som tillsänds SSM för granskning avseende tidsberoende analyser av några centrala åldringsmekanismer som förekommer i de svenska kärnkraftanläggningarna och som speciellt avser långa drifttider, dvs. tider längre än som anläggningen ursprungligen konstruerades eller analyserades för.

## 3. Avgränsningar

Utredningen belyser en del av de åldringsmekanismer som förekommer i de svenska kärnkraftanläggningarna och som det finns skäl att hålla under skärpt övervakning för långa drifttider. Det gäller utmattningskomponenter i reaktorvattenmiljö, bestrålningsförsprödning av reaktortank samt spännkraftsförluster i reaktorinneslutning. De två senare mekanismerna har bäring på de två komponenter i en reaktorläggning som svårligen kan bytas ut, dvs. reaktortanken och reaktorinneslutningen. Utredningen omfattar inte andra åldringsmekanismer som förekommer på metalliska komponenter och betongkonstruktioner. Utredningen omfattar inte heller åldring av elekt-

---

<sup>1</sup> Inlämnad till SSM.



riska komponenter eller polymera konstruktionsmaterial. I det pågående regeringsuppdraget avseende den långsiktiga säkerhetsutvecklingen i den svenska kärnkraften [30] kommer dessa frågor ytterligare att belysas. När regeringsuppdraget har genomförts kan denna utredning, med förslag till redovisning i samband med återkommande helhetsbedömningar, komma att kompletteras.

#### **4. Utredningens omfattning**

Utredningen har genomförts i följande steg:

##### Del 1, kartläggning av hantering i andra länder

I denna del görs en kortare sammanställning av hur frågan om åtgärder vid långa drifttider, återkommande säkerhetsgranskningar och tillståndsförnyelser hanteras i ett antal andra länder och vilka rekommendationer som ges av internationella organisationer som IAEA. I samband med utredningen [1] gjordes besök hos SSM:s systemmyndigheter NRC i USA och STUK i Finland. I USA hanteras dessa frågor i en formell ansökningsprocess om förnyad licens för drift efter 40 år (License Renewals).

##### Del 2, analys

I analysdelen har ingått att analysera och värdera inom varje område vilka krav som kan vara rimligt att ställa på tillståndshavarnas underlag i samband med återkommande helhetsbedömningar som tillsänds SSM för granskning avseende tidsberoende analyser av några centrala åldringsmekanismer som förekommer i de svenska kärnkraftanläggningarna och som speciellt avser långa drifttider. Följande mekanismer analyseras:

- Utmattning inklusive transientuppföljning
- Bestrålningsförsprödning av reaktortank
- Spännkraftsförluster i reaktorinneslutning
- Speciella analyser, undercladsprickor i reaktortank Ringhals 2

##### Del 3, utredningsrapport

Här har ingått att sammanställa föreliggande utredningsrapport med utredningens slutsatser och rekommendationer samt förslag till vidare åtgärder från SSM:s sida.



## 5. Kärntekniklagen (1984:3) och SSM:s föreskrifter

### *Lag (1984:3) om kärnteknisk verksamhet*

- **10 a §** Den som har tillstånd att inneha eller driva en kärnteknisk anläggning ska minst vart tionde år göra en helhetsbedömning av anläggningens säkerhet och strålskydd. Bedömningen ska göras med hänsyn till utvecklingen inom vetenskap och teknik. Den ska innehålla analyser och redogörelser av
  1. på vilket sätt anläggningens konstruktion, funktion, organisation och verksamhet uppfyller kraven i denna lag, miljöbalken och strålskyddslagen (1988:220) samt föreskrifter och villkor som har beslutats med stöd av dessa lagar, och
  2. förutsättningarna för att dessa föreskrifter och villkor ska kunna uppfyllas fram till nästa helhetsbedömning.

### *SSM:s föreskrifter*

- 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 om att en återkommande helhetsbedömning av anläggningens säkerhet och strålskydd ska göras med hänvisning till 10 a § lagen (1984:3) om kärnteknisk verksamhet.
- Allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 om att i tillämplig omfattning bör helhetsbedömningen omfatta säkerheten, strålskyddet och det fysiska skyddet inom 17 områden, däribland underhåll, material och kontrollfrågor med särskilt beaktande av degradering på grund av åldring (område 7).
- Allmänna råd till 4 kap. 4 § SSMFS 2008:1 om att analyser bör göras av hur anordningar och verksamheter inom varje område uppfyller såväl myndighetskrav som interna krav vid analystillfället.
- 2 kap. 3 § SSMFS 2008:13 om att en mekanisk anordning inte får utsättas för fler eller större tryckvariationer, mekaniska eller termiska belastningsvariationer än de som ligger till grund för konstruktionen. Om antalet sådana belastningsvariationer överskrider eller om stora belastningsvariationer av annat slag inträffar ska de säkerhetsåtgärder som bedöms vara nödvändiga vidtas utan dröjsmål.

## 6. Underlag

Utredningen tar avstamp i en utredningsrapport med titeln ”Tillsyn och förutsättningar för långa drifttider av åldrande kärnkraftanläggningar” [1]. Den utredningen gav bl.a. rekommendationer av vad som behöver utvecklas i samband med de återkommande helhetsbedömningarna avseende åldring och långa drifttider.

I övrigt framgår underlaget för utredningen under respektive avsnitt i kap. 7.



## 7. Analys

I detta kapitel ges en genomgång och värdering av underlaget samt rekommenderade riktlinjer som utredningen bedömer som rimliga att utfärda vad gäller tillståndshavarnas analyser i samband med en återkommande säkerhetsgranskningar som avser långa drifttider.

Inledningsvis ges en beskrivning av vad som gäller för återkommande säkerhetsgranskningar (Periodic Safety Review, PSR) i några andra länder samt riktlinjer från IAEA som används i samband med PSR av IAEA:s medlemsländer. Speciell tonvikt har i denna beskrivning lagts på vad som gäller för tidsberoende analyser av vissa åldringsmekanismer.

De flesta länder har dessutom i takt med att reaktorerna blir allt äldre någon form av bedömning av hur reaktorerna påverkas i ett långtidsperspektiv. Dessa bedömningar redovisas sedan för myndigheterna i varje land. Det skiljer sig en del mellan olika länder i angreppssätt och detaljeringsgrad hur dessa bedömningar görs. I USA finns det noga reglerat via återlicensiering (License Renewal, LR) som är de amerikanska anläggningarnas sätt att till NRC ansöka om fortsatt drift efter 40 års drift. Den nya licensen gäller då för drift till och med år 60. I många andra länder, bl.a. Sverige och Finland, har man ett system med återkommande säkerhetsgranskningar (PSR) där anläggningarna säkerhetsprövas med ett intervall på högst 10 år och där bl.a. åldringsfrågor ingår. I denna utredning redogörs i korthet för hur säkerhetsgranskningar görs i USA och Finland och i viss mån i Schweiz. Det finns i regel riktlinjer utfärdade i dessa länder för hur dessa bedömningar ska gå till och vilka krav som ställs.

- I USA regleras säkerhetsgranskningarna av LR av NRC:s regulations 10CFR54. Dessutom finns en Standard Review Plan, NUREG-1800, [3] som ger riktlinjer för hur NRC:s granskning av LR ska gå till.
- I Finland följer de finska kraftverken och STUK riktlinjerna i IAEA Guide NS-G-2.10 (2003), [4]. Ytterligare riktlinjer för PSR utfärdade av STUK finns i det finska myndighetsdirektivet YVL 1.1, [5].
- I Schweiz finns riktlinjer för PSR-processen angivna av myndigheten ENSI i ENSI-B01, [6].

### 7.1 Riktlinjer från IAEA

IAEA har utfärdat en rad dokument som i varierande grad används av medlemsländerna i samband med åldringshantering och PSR. Av IAEA:s publikationer kan nämnas

- Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.10, 2003, [4]. Här finns allmänna anvisningar för hur PSR av kärnkraftanläggningar bör bedrivas och innehåller bl.a. riktlinjer för hur



åldringsprogrammen kan granskas i samband med en PSR. Det bör nämnas att denna Guide är under omarbetning.

- Ageing Management for Nuclear Power plants, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.12, 2009, [7].
- Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.6, 2002, [8].
- Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Report Series No. 57, 2008, [2]. Detta dokument ger riktlinjer för dels hur åldringsfrågor bör hanteras för reaktorer som man avser att driva under lång tid, dels hur tidsberoende säkerhetsanalyser (som har gällt under en begränsad tid vid anläggningens konstruktion) kan uppdateras för att påvisa tillräcklig säkerhet även vid förlängd drifttid. I det senare fallet nämns speciellt mekanisk och termisk utmattning, bestrålningsförsprödning av reaktortankmaterialet, termisk åldring, förlust av förspänning i inneslutningsarmering samt godsförtunning i form av t.ex. flödesaccelererad korrosion, FAC. En förnyad tidsberoende analys ska påvisa att ett av följande villkor är uppfyllt:
  - a) De befintliga analyserna är giltiga även för den förlängda drifttiden.
  - b) Analyserna har utsträckts till att gälla till och med den förlängda drifttiden.
  - c) Man visar via en effektiv åldringshantering att man har kontroll på den aktuella komponenten utsatt för alla relevanta åldringsmekanismer.
- Plant Life Management for Long Term Operation (LTO) of Light Water Reactors, IAEA Technical Reports Series no. 448, 2006, [9].
- Final Report of the Extrabudgetary Programme on Safety Aspects of Long Term Operation (SALTO) of Water Moderated Reactors, IAEA, 2007, [10]. Här finns bl.a. riktlinjer för hur effektiva åldringsprogram bör vara beskaffade för att kunna utnyttjas för bedömning av långtidsdrift.

## 7.2 Hantering av License Renewals (LR) i USA

Information om hur LR hanteras i USA har bl.a. erhållits vid ett besök på NRC i mars 2010 [12]. USA har 104 reaktorer, 69 tryckvattenreaktorer och 35 kokvattenreaktorer. 59 reaktorer har fått en förnyad licens till 60 år och ytterligare 19 reaktorer har ansökt om LR och är under granskning från NRC (mars 2010). Man kan ansöka om en förnyad licens upp till 20 år innan 40-årsgränsen löper ut. 4 reaktorer var i drift 2009 under deras 41:a driftår.

Säkerhetsgranskningarna av LR regleras av NRC:s föreskrifter 10CFR54. Principen är att den regulativa processen hos NRC är tillräcklig för att tillförsäkra säker drift under nuvarande drift av anläggningarna och att samma regler ska gälla under fortsatt drift, dock med tillkommande åtgärder vad





gäller främst åldringshantering. Fokus ligger på åldringseffekter på passiva komponenter inklusive s.k. TLAA (Time Limiting Aging Analysis) och att tillståndshavarna (TH) har tillräckliga kunskaper och kontroll över åldringseffekter för hela licensperioden. För aktiva komponenter regleras tillsynen främst av program för underhåll och Equipment Qualification som vanligen ligger utanför LR.

NRC gör två omfattande inspektioner som en del av granskningen av LR. Man gör först en Regional Site Inspection under två veckors tid där man går igenom dokumentationen, tittar på drifterfarenheter, kontrollerar att anläggningens program för åldringshantering är konsistent med GALL-rapporten (Generic Aging Lessons Learned, NUREG-1801, Rev. 2, [13]) samt gör en plant walkdown där man tittar på underhållsåtgärder i anläggningen. Senare gör man även en Post-approval Site Inspection som görs när anläggningen närmar sig 40 års drift. Då kontrollerar NRC att TH gjort alla de åtaganden som angavs i NRC:s godkännande av LR. Man kontrollerar även att nya komponenter och system som tillkommit på senare tid finns med i anläggningens åldringshanteringsprogram.

NRC har utfärdat en Standard Review Plan, NUREG-1800, Rev. 2, [3] som ger riktlinjer för hur NRC:s granskning av LR ska gå till. Här identifieras de TLAA-områden som TH speciellt ska analysera i en LR. Det gäller områden som man vid design har analyserat för en begränsad tid, vanligen 40 år. För dessa TLAA-områden ska TH redovisa analyser eller på annat sätt demonstrera att man kan driva anläggningen på ett säkert sätt upp till 60 år. Enligt 10CFR54 ska en komplettering göras i gällande FSAR som summerar åldringshanteringsaktiviteter och resultatet av TLAA för den utökade tillståndstiden.

#### *Identifierade TLAA-områden i NUREG-1800*

- a) Analys av neutronförsprödning av reaktortanken, där TH behöver redovisa tillräckligt hög slagseghet på upper shelf (USE), tillräckligt låg omslagstemperatur  $RT_{NDT}$  med hänsyn till kriterium för trycksatta termiska transienter PTS (för PWR) samt tryck-temperatur kurvor (Högsta Tillåtna Gränsvärden HTG) som reglerar tillåtna kombinationer av tryck och temperatur av reaktor under drift.
- b) Utmattningsanalys, där TH behöver analysera anläggningen (främst rörkomponenter) för utmattning upp till 60 år och visa att man uppfyller utnyttjandefaktorn  $U \leq 1,0$  med beaktande av miljöeffekter via de s.k. miljöfaktorerna  $F_{en}$ .
- d) Förspänning av spännkablar i reaktorinneslutningen, där TH ska kontrollera att förspänningen inte har minskat för mycket.



- e) Utmattningsanalys av tätplåten i reaktorinneslutningen, där TH ska analysera utmattning i speciellt genomföringar (termiska foder, bälgar).
  
- c) Miljökvalificering (Environment Qualification) av elektrisk utrustning, där TH ska påvisa att sådan säkerhetsklassad utrustning ska klara långtidsdrift under aktuella miljöförhållanden samt en LOCA efter 60 års drift.

### 7.3 Återkommande säkerhetsgranskning (PSR) i Finland

Information om hur STUK hanterar PSR i Finland har bl.a. erhållits vid ett besök på STUK i maj 2010, [14]. STUK kräver normalt en PSR med ett intervall på maximalt 10 år. En förnyad licens att driva anläggningen vidare kan dock gälla för längre tider än 10 år. Loviisa-1 och 2 har licens att driva anläggningarna till 2027 respektive 2030 men med krav på två PSR före dess. De senaste granskningarna av PSR för Loviisa-1 och 2 och TVO-1 och 2 genomfördes 2007 respektive 2010.

I PSR-processen följer de finska kraftverken och STUK riktlinjerna i IAEA Guide NS-G-2.10 (2003), [4]. Ytterligare riktlinjer utfärdade av STUK finns i den finska myndighetsdirektivet YVL 1.1, [5].

I STUK:s granskning av PSR har man koncentrerat sig särskilt på åldringsfrågor, deterministiska och probabilistiska säkerhetsanalyser samt på organisationsfrågor inklusive kompetens och bemanning på kraftverken. För åldringsfrågorna har man speciellt behandlat utmattning och bestrålningsförsprödning. STUK kräver att de finska anläggningarna har ett åldringshanteringsprogram (YVL 1.1) som regelbundet följs upp av STUK och där en samlad värdering av dessa program görs i samband med PSR granskningen. I årsrapporten [15] för 2008 från STUK framhålls att tillståndshavarna i Finland årligen rapporterar, i enlighet med krav från STUK, de viktigaste resultaten i åldringsfrågor för el- och I&C utrustning, mekaniska anordningar och utrustning samt byggnadsdelar.

#### *Utmattningsanalyser*

I STUK:s riktlinjer YVL 3.5, [16] som behandlar hållfastheten av tryckbärande komponenter, finns bestämmelser som reglerar hur utmattningsanalyser ska genomföras och som kärnkraftbolagen ska beakta vid en PSR. Här anges bl.a. att:

- en utmattningsanalys ska genomföras för anläggningen under licensieringsperioden och då visa att man uppfyller utnyttjandefaktorn  $U \leq 1.0$  med beaktande av miljöeffekter.



- för miljöeffekter hänvisas till NUREG/CR-6717 [17] som är en studie som utförts av Argonne National Laboratory (ANL).
- om  $U > 1$  vid nya utmattningsanalyser kan man tillgripa en brottmekanisk utvärdering enligt ASME XI, dvs. man postulerar en spricka och beräknar spricktillväxten till återstående licensieringstid.

Vid den senaste PSR-studien från TVO (2010), [18] ansåg STUK att TVO-1 och 2 inte uppfyllde alla kraven på utmattningsanalyser. Godkännandet av PSR innehåller därför ett villkor på att man ska genomföra en studie för utvalda rörsystem (matarvattensystem, hjälpmatarvattensystem och kylsystem för avställd reaktor) där hänsyn till miljöpåverkan ska tas genom den uppdaterade rapporten från ANL från 2007, NUREG/CR-6909, [19]. I den nya analysen ska man ta hänsyn till verkligt lastunderlag och as-built utförande av rörkomponenterna.

#### *Bestrålningsförsprödning*

Riktlinjer för hur STUK ser på bestrålningsförsprödning och vilka krav som ställs finns i YVL 3.5, [16]. I samband med en PSR bedömer STUK hur hela primärsystemet och speciellt reaktortanken uppfyller riktlinjerna i YVL 3.5. I korthet anges i YVL 3.5 att:

- man ska utföra en brottmekanisk analys med hänsyn till risken för sprödbrott av de högst påkända delarna av de ferritiska komponenterna av klass 1. Det gäller för reaktortryckkärlet speciellt härdregionen, de stora stutsarna samt flänsförbandet.
- brottsegheten och dess beroende av neutronstrålning och temperatur kan bestämmas via den s.k. Master Curve metoden som har utvecklats av VTT.
- tillåtna tryck-temperatur kurvor ska bestämmas via brottmekaniska analyser och införas i STF för anläggningarna.
- det ska visas att en postulerad spricka, som ska kunna tillförlitligt detekteras med ett kvalificerat OFP-system, är acceptabel när sedvanliga säkerhetsfaktorer appliceras på brottsegheten i förhållande till maximalt värde på spänningsintensitetsfaktorn  $K_I$ . Det mest begränsande lastfallet ska härvid analyseras inklusive snabb nedkylning av reaktortanken eller trycksatta termiska transienter. En sådan s.k. PTS-analys ska speciellt utföras för Loviisa-1 och 2, vars reaktortankar har visat sig vara mer känsliga för bestrålningsförsprödning.
- i tillägg till den deterministiska analysen ska en probabilistisk analys genomföras som ska påvisa att sannolikheten för sprödbrott är liten och att sådana händelser inte bidrar nämnvärt till den totala härdskadefrekvensen i en PSA-analys.

STUK anser inte att de behöver ha speciella krav för segheten i det övre plåtområdet som har bedömts som tillräckligt seg för de finska kraftverken.



För Loviisa-1 och 2 har STUK krävt förnyade analyser av reaktortankmaterialen som visar på tillräckliga marginaler med hänsyn till risken för sprödbrott. Sådana analyser ska genomföras för drift efter 2012 respektive 2010 för Loviisa-1 och 2. Alternativt kan man genomföra en glödning av reaktortanken. En sådan värmebehandling genomfördes av Loviisa-1 1996.

## 7.4 Återkommande säkerhetsgranskning (PSR) i Schweiz

Schweiz har 5 reaktorer, tre tryckvattenreaktorer och två kokvattenreaktorer. Den äldsta reaktorn, Beznau-1 togs i drift redan 1969. I Schweiz finns riktlinjer för långtidsdrift av reaktorer angivna av myndigheten ENSI i ENSI-B01, [6]. Här finns bl.a. beskrivet analyser (TLAA) som TH ska redovisa vid en PSR som sker med ett intervall på högst 10 år. För utmattning ska t.ex. miljöeffekter beaktas i analyserna om utnyttjandefaktorn  $U$  utan miljökorrektur överstiger 0,1.

Det finns dessutom en förordning SR-732.114.5, [20] som innehåller kriterier för när en reaktor måste stängas av med hänsyn till risken för sprödbrott i reaktortanken och som även används vid PSR. Här anges bl.a. att omslagstemperaturen  $RT_{NDT}$  får högst uppgå till 93 grader C samt att slagsegheten i övre plåtområdet inte får understiga 68 J.

## 7.5 Förslag till riktlinjer för åldringsrelaterade analyser

I detta avsnitt ges utredningens förslag till de åldringsrelaterade analyser som tillståndshavarna behöver redovisa för långa drifttider i samband med en återkommande helhetsbedömning. För varje åldringsmekanism diskuteras:

- Motiv till att analyser behöver genomföras,
- hur analyserna bör genomföras,
- i förekommande fall vilka acceptanskriterier som kan formuleras samt
- vilka krav på dokumentation av analyserna som behövs.

### 7.5.1 Utmattning och transientuppföljning

*Motiv till att analyser behöver genomföras*

Dimensionering mot utmattning av komponenter i kärnkraftanläggningarna sker i regel vid konstruktionsstadiet och utnyttjar i de flesta fall de regler som anges i den amerikanska tryckkärlsstandarden ASME III. Det innebär att man använder det budgeterade och förväntade transientunderlaget för att

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

Senare års forskning bl.a. i Japan och i USA, se kartläggningen i [21], har påvisat följande observationer:

1. Nya experimentella data för austenitiskt rostfritt stål har visat att de medelkurvor för utmattning som designkurvorna i de tidiga utgåvorna av ASME III bygger på, är icke-konservativa i området större än  $10^4$  cykler.
2. Nya experimentella data i reaktorvattenmiljö för såväl ferritiska stål, austenitiskt rostfria stål och nickelbaslegeringar har visat att miljöeffekter kan sänka utmattningstidsintervallet betydligt jämfört med luftmiljö.

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

I hanteringen av denna åldringsmekanism kan ingå förnyade utmattningsanalyser, utökad provning, skadetålighetsanalyser eller en kombination av dessa åtgärder. I det följande föreslås riktlinjer i samband med förnyade utmattningsanalyser.

I 2 kap. 3 § SSMFS 2008:13 finns bestämmelser om att en mekanisk anordning inte får utsättas för fler eller större tryckvariationer, mekaniska eller termiska belastningsvariationer än de som ligger till grund för konstruktionen. I reaktorinstalleringarna genomförs en registrering av inträffade transienter som jämförs mot det budgeterade antalet och i allmänhet görs en årlig sammanställning av denna information. Det kan dock skilja sig mellan olika anläggningar hur registreringen sker och hur mätningen av transientdata går till, se [1] och [22]. Det är lämpligt att det finns någon form av automatisk registrering av inträffade transienter samt definierade mätpunkter och kriterier som anger start- och stoppvillkor för transienterna. I samband med en



återkommande helhetsbedömning är det lämpligt att tillståndshavarna redovisar ackumulerat antal inträffade transienter i reaktorn samt förväntat antal transienter fram till analysperiodens slut som sedan jämförs mot den transientbudget som ligger till grund för reaktorns konstruktion. I detta sammanhang bör det särskilt beaktas om de inträffade transienterna bedöms vara värre (t.ex. ske snabbare eller med ett större temperaturomfång) än för den transientbudget som finns i konstruktionsförutsättningarna.

#### *Hur analyserna bör genomföras*

Analyserna genomförs lämpligen genom att för samtliga transienter (från start av anläggningen fram till analysperiodens slut) bestämma utnyttjandefaktorn  $U$  för områden som är utmattningskänsliga. I analyserna bör utmattningskurvor och miljöfaktorer användas som anges av ANL i [19]. Man kan även använda ASME Code Case N-792 [23] som innehåller en metodik för utmattningsanalys med hänsyn till miljöeffekter och som bygger på [19]. Vägledning för hur bl.a. töjningshastigheten kan bestämmas kan också erhållas från [21] och från tillämpningsexemplet i [24].

#### *Acceptanskriterier fram till analysperiodens slut*

$U \leq 1,0$  bör gälla för samtliga områden.

För transientredovisningen gäller att ackumulerat antal transienter inte får överstiga det antal som ligger till grund för reaktorns konstruktion.

#### *Dokumentation*

I den dokumentation som redovisas i samband med utmattningsanalyserna bör för varje analyserat område ingå information om transientunderlaget och därav orsakade spänningsvariationer, vilka utmattningskurvor och miljöfaktorer som använts samt uppgift om utnyttjandefaktorn fram till analysperiodens slut. Dessutom bör analyserna innehålla uppgifter om hur töjningshastigheten har bestämts vilken ingår som underlag för att beräkna miljöfaktorerna.

Om acceptanskriterierna inte uppfylls kan skadetålighetsanalyser och utökad provning vara ett alternativ.

Dessutom bör ackumulerat antal inträffade transienter i reaktorn redovisas samt förväntat antal transienter fram till analysperiodens slut som sedan jämförs mot den transientbudget som ligger till grund för reaktorns konstruktion.

### **7.5.2 Bestrålningsförsprödning av reaktortank**

#### *Motiv till att analyser behöver genomföras*

Reaktortanken innesluter härden vilket innebär att den kommer att utsättas för neutronbestrålning. Bestrålningen påverkar materialet med tiden så att omslagstemperaturen, omslaget mellan sprött och segt brott, ökar och slagsegheten i det sega området sjunker samtidigt som hållfastheten ökar. Då det



fordras snabba neutroner ( $E > 1\text{MeV}$ ) för att förspröda tankmaterialet är det endast de delar av tanken som ligger nära reaktorhärden (belt line) som försprödas. Övriga delar av tanken, ovanför och under härden, påverkas i mindre grad av neutronbestrålningen.

Vid konstruktion och dimensionering av reaktortankar beräknas försprödningsgraden av tankmaterialet för hela den tänkta livslängden. Konstruktionen dimensioneras så att den ska klara postulerade defekter med ett försprödat material vid slutet av livslängden. För att verifiera beräkningarna genomförs ett så kallat surveillance program där provstavar tillverkade av det aktuella tankmaterialet och det aktuella svetsgodset placeras i tanken mellan härden och tankväggen. Provstavar utsätts där för en något högre neutronbestrålning, fluens, jämfört med reaktortanken. Den beräknade försprödningsgraden kan därefter kontrolleras genom att provstavar tas ut och provas vid bestämda tidpunkter. Samtliga svenska reaktortankar har surveillance program<sup>2</sup>. Uttag av bestrålade provstavar och provning av dessa har genomförts minst en gång för alla reaktortankar.

En förutsättning för långa drifttider är en noggrann analys av surveillance data och reaktortankens försprödningsgrad. Surveillance programmet behöver arbetas om och anpassas till den förlängda drifttiden. För att avgöra tillåtet driftområde genomförs regelbundet s.k. HTG-analyser (Högsta Tillåtna Gränsvärde) avseende reaktortryck och temperatur och som i allmänhet följer amerikanska riktlinjerna i 10CFR50, App. G [25] och ASME XI, App. G, [26]. Notera att i [25] anges att hela det tryckbärande skalet ”pressure boundary” ska analyseras. Inom detta område kan det ligga både vissa stora stutsar (inlopp- och utloppstutsar) liksom vissa små instrumentstutsar i härdregionen. 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 en i alla delar tillräckligt seg reaktortank. Denna syn står i överensstämmelse med NRC:s uppfattning [12].

#### *Hur analyserna bör genomföras*

Analyserna genomförs lämpligen genom att:

- 1) Beräkna HTG avseende reaktortryck och temperatur fram till analysperiodens slut och med en metodik som i huvudsak följer 10CFR50, App. G och ASME XI, App. G. Extrapolerade bestrålningsdata bör kunna motiveras. Notera att hela det tryckbärande skalet behöver analyseras inklusive stutsområden för att avgöra vad som blir mest begränsande för HTG.
- 2) Beräkna segheten i övre plåtområdet av reaktortankstålet fram till analysperiodens slut, antingen i form av slagseghet  $C_v$  eller brottseghet.
- 3) Beräkna acceptabla sprickstorlekar i härdområdet för både inneslutna och ytgående postulerade sprickor (skadetålighetsanalyser).

---

<sup>2</sup> Ringhals 3 och Ringhals 4 har ett gemensamt surveillance program



De acceptabla sprickstorlekarna bör bestämmas med den brittiska R6-metoden som den formuleras i den brottmekaniska handboken [27]. Härvid bör man använda de mest ogynnsamma kombinationerna av lasthändelser (under såväl normala laster som haverilaster inklusive i förekommande fall s.k. trycksatta termochocker (PTS)), brottseghet vid analysperiodens slut samt orientering på sprickorna. Hänsyn bör tas till förekommande egenspanningar, både i stumsvetsar och i närheten av pläteringen. Brottsegheten i härdområdet får utvärderas med den s.k. Master Curve tekniken [28].

- 4) Beräkna den högsta frekvensen för läckage och brott i härdområdet för ett representativt urval av postulerade sprickor under de analysförutsättningar som anges i 3). Programkoder för beräkning av läckage- och brottfrekvenser bör vara väl beprövade eller tillräckligt verifierade/validerade. Om marginalen i de deterministiska analyserna enligt 3) bedöms som mycket stora kan läckage- och brottfrekvenserna få bestämmas med förenklade metoder.

Används andra metoder än vad som sägs ovan bör dessa kunna motiveras.

#### *Acceptanskriterier fram till analysperiodens slut*

- Kombinationen av reaktortryck och temperatur bör hålla sig inom tillåtna värden som anges i 10CFR50, App. G.
- Slagsegheten i övre plåtområdet av reaktortankstålet bör inte understiga 68 J i enlighet med 10CFR50, App. G. Avsteg från detta värde bör kunna motiveras.
- Samtliga acceptabla sprickstorlekar i härdområdet bör vara detekterbara (inklusive toleranser) med ett kvalificerat provningssystem.
- Läckage- och brottfrekvensen för härdområdet bör vara mycket liten och denna frekvens bör inte nämnvärt bidra till den totala härdskadefrekvensen för anläggningen bestämd med PSA.

#### *Dokumentation*

Den dokumentation som redovisas i samband med analyserna enligt ovan bör omfatta följande:

- Ett omarbetat surveillance program som är anpassat till den förlängda drifttiden.
- HTG-diagram fram till analysperiodens slut inklusive använda analysförutsättningar, styrande områden och vilka bestrålningsdata som har använts.
- Slagseghet  $C_V$  i övre plåtområdet av reaktortankstålet fram till analysperiodens slut inklusive de mätdata som detta grundar sig på.
- Samtliga analysförutsättningar i skadetålighetsanalyserna inkluderande laster, spänningar, materialdata, sprickorientering samt använda säkerhetsfaktorer.





- Analysförutsättningar och indata som ligger till grund för de analyser av läckage- och brottfrekvens för härdområdet samt jämförelse mot PSA-resultat.

### 7.5.3 Spännkraftsförluster i reaktorinneslutning

#### *Motiv till att analyser behöver genomföras*

Spännkraften i spännbetongkonstruktioner minskar över tiden på grund av långtidsdeformationer i betongen förorsakade av krypning och krympning samt på grund av relaxation i spännkablarna. Spännkraften i icke vidhäftande spännkablar har rapporterats i [29]. Resultatet från undersökningen, som baseras på genomförda mätningar av spännkraft vid Forsmark 1 - 3 och Ringhals 2 - 4 under 30 års tid, visar att spännkraftsförlusterna generellt sett är mindre än de ursprungligen beräknades för samt att förhöjd temperatur under drift är av stor betydelse.

För vidhäftade spännkablar (cementinjicerade), som är fallet för Ringhals 1 och Oskarshamn 1-3, är det dock svårt att uttala sig om deras tillstånd både när det gäller spännkraftsförluster och eventuell korrosion av spännarmeringen då dessa inte går att undersöka.

Det är trots dessa goda resultat för anläggningarna i Forsmark 1-3 och Ringhals 2-4 angeläget att hålla fortsatt kontroll på förspänningen av reaktorinneslutningen. En tillräckligt hög förspänning är en förutsättning för att integriteten av reaktorinneslutningen ska kunna säkras vid ett eventuellt haveri och då inneslutningen kommer att övertryckas, även om tryckavlastning normalt sker till filteranläggningarna över ett visst övertryck.

För långtidsdrift behöver tätplåtens tillstånd kontrolleras så att ingen skadlig korrosion uppstår samt betongens åldring i övrigt hållas under uppsikt.

#### *Hur analyserna bör genomföras*

Analyserna för i icke-vidhäftande spännkablar genomförs lämpligen genom att:

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

#### *Acceptanskriterier fram till analysperiodens slut*

Spännkraften bör inte ha sjunkit så lågt att reaktorinneslutningens integritet vid ett postulerat haveri äventyras.



### *Dokumentation*

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.
- Uppgifter om erforderlig spännkraft för att reaktorinneslutningens integritet vid ett postulerat haveri ska kunna säkras inklusive uppgifter om analysmetodik för denna beräkning.

För reaktorinneslutningar där cementinjicerade spännkablar har använts behöver statusen av spännkraftsförlusterna uppskattas fram till analysperiodens slut inklusive risken för korrosion samt vilka påverkande miljöfaktorer som finns. Dessutom bör en plan anges av hur spännkraftsförlusterna ska kunna predikteras med validerade beräkningsmetoder alternativt undersökas med hjälp av provningsmetoder som tar hänsyn till utvecklingen av teknik och vetenskap under den kommande period för vilken den återkommande helhetsbedömningen gäller.

## **7.5.4 Speciella analyser**

Vissa anläggningar har kända speciella förhållanden som motiverar analyser vid en återkommande helhetsbedömning.

### **7.5.4.1 Sprickor under pläteringen i reaktortanken Ringhals 2**

#### *Motiv till att analyser behöver genomföras*

Under tillverkningen av reaktortanken Ringhals 2 uppstod s.k. återvärmningssprickor vid svetspläteringen av det rostfria materialet på insidan av reaktortanken. Sprickor av denna typ har historiskt inträffat vid svetsplätering mot reaktortankstål av material A508, klass 2 och 3. Sprickorna är av storleksordningen 15 x 3 mm (längd x djup) och ligger inneslutna i reaktortankstålet precis vid gränsen mot pläteringsskiktet. På grund av främst bestrålningsförspridningen behöver integriteten av reaktortanken undersökas med avseende på dessa sprickor under pläteringen.

#### *Hur analyserna bör genomföras*

- Analyser behöver genomföras av utmattningstillväxten fram till analysperiodens slut. Startsprickans storlek bör ansättas med ledning av mätdata med ett kvalificerat provningssystem samt med hänsyn till detta systems feltoleranser.
- Analyser behöver göras av det minsta acceptabla sprickstorleken under alla relevanta transienter under såväl normala händelser som postulerade haverier.



- Vid analyserna behöver hänsyn tas till försprödningen på grund av bestrålning av både reaktortank och plätering samt till restspänningar i stumsvetsar och i närheten av pläteringen.

#### *Acceptanskriterier fram till analysperiodens slut*

Sprickornas storlek bör inte överstiga den acceptabla sprickstorleken. Spricktillväxt (på grund av utmattnings eller stabil spricktillväxt) bör inte ske så att sprickorna blir ytgående och öppna mot reaktortankens insida.

#### *Dokumentation*

Samtliga analysförutsättningar behöver redovisas i samband med analyserna.

## **8. Slutsatser och rekommendationer**

Strålsäkerhetsmyndigheten har i denna utredning givit sin syn på vilka krav som kan vara rimligt att ställa på tillståndshavarnas redovisning av tidsberoende analyser av vissa åldringsmekanismer för långa drifttider i samband med återkommande helhetsbedömningar.

Det är utredningens bedömning att föreliggande rapport kan användas både av tillståndshavarna i redovisningen av de återkommande helhetsbedömningarna och av SSM som ett stöd i granskningen av denna redovisning.

## **9. Referenser**

- [1] Tillsyn och förutsättningar för långa drifttider av åldrande kärnkraftanläggningar, Utredningsrapport SSM 2010/659, 2010-11-29.
- [2] Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Safety Report Series No. 57, IAEA, 2008.
- [3] Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, NUREG-1800, Rev. 2, USNRC, December 2010.
- [4] Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.10, IAEA, 2003.
- [5] Tillsyn över kärnanläggningars säkerhet, Direktiv YVL 1.1, STUK, februari 2006.
- [6] Richtlinie für die Schweizerischen Kernanlagen, ENSI-B01/d, ENSI, Januar 2010.
- [7] Ageing Management for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.12, IAEA, 2009.



- [8] Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.6, 2002.
- [9] Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water Reactors, Technical Reports Series no. 448, IAEA, 2006.
- [10] Final Report of the Extrabudgetary Programme on Safety Aspects of Long Term Operation (SALTO) of Water Moderated Reactors, IAEA-EBP-SALTO, IAEA, July 2007.
- [11] Återkommande säkerhetsprövningar (ÅSP) av kärntekniska anläggningar, Ledningssystem, Dok. Nr 123, version 1, SSM, 2010-01-08.
- [12] Reserapport från besök på NRC, Washington, 15-18 mars 2010, B. Brickstad, SSM, 2010-03-22.
- [13] Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, Rev. 2, USNRC, December 2010.
- [14] Reserapport från besök på STUK, Helsingfors, 11 maj 2010, B. Brickstad och F. Maier, SSM, 2010-05-21.
- [15] Regulatory control of nuclear safety in Finland, Report STUK-B 105, STUK, June 2009.
- [16] Ensuring the Strength of Nuclear Power Plant Pressure Devices, STUK YVL-Guide 3.5, STUK, april 2002.
- [17] Environmental Effects on Fatigue Crack Initiation in Piping and Pressure Vessel Steels, ANL, NUREG/CR-6717, USNRC, May 2001.
- [18] Safety Assessment of Olkiluoto NPP units 1 and 2, STUK-B 111, February 2010.
- [19] Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials, ANL, NUREG/CR-6909, USNRC, February 2007.
- [20] Verordnung des UVEK 732.114.5 über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken, Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation, April 2008.
- [21] Strömbro, J. and Dahlberg, M., Evaluation of the Technical Basis for New Proposals of Fatigue Design of Nuclear Components, SSM Research Report 2011:04, SSM, January 2011.
- [22] Transientregistrering vid OKG, Tillsynsrapport, SSM2011-36-33, SSM, 2011-04-20.
- [23] Fatigue Evaluations Including Environmental Effects, Section III, Division 1, ASME Code Case N-792, September 2010.
- [24] Steingrimsdottir, K. and Dahlberg, M., A Fatigue Analysis Including Environmental Effects for a Pipe System in a Swedish BWR, SSM Research Report 2011:30, SSM, October 2011.
- [25] Fracture Toughness Requirements, 10CFR50, Appendix G, USNRC, 2008.
- [26] Fracture Toughness Criteria for Protection against Failure, ASME XI, App. G, 2010.



- [27] A Combined Deterministic and Probabilistic Procedure for Safety Assessment of Components with Cracks – Handbook, SSM Research Report 2008:01, SSM, February 2009.
- [28] Sattari-Far, I. and Wallin, K., Application of Master Curve Methodology for Structural Integrity Assessments of Nuclear Components, SKI Report 2005:55, SKI, October 2005.
- [29] Anderson, P. and Lundqvist, P., Measured Loss of Prestress in 30 Year Old Concrete Structures, CSNI Workshop on Ageing Management of Thick Walled Concrete Structures, Prag, October 2008.
- [30] Utredning avseende den långsiktiga säkerhetsutvecklingen i den svenska kärnkraften och åtgärder med anledning av olyckan i Fukushima. Fastställd projektplan, SSM, 2011-09-05. (Uppdrag enligt regeringsbeslut M2010/2046/Mk, 2010-04-08 samt M2011/1946/Ke, 2011-05-12.)
- [31] Challenges in Long Term Operation of Nuclear Power Plants - Implications for Regulatory Bodies, CNRA document, Rev. 9, Committee on Nuclear Regulatory Activities, 2011-10-02.

#### Sändlista

cK, cKx, K-ledningsgrupp, Peter Ekström, Åsa Rydén, Kostas Xanthopoulos, Richard Sundberg, Fritz Maier, Peter Hofvander, Ninos Garis, P-O Sandén, Linus Norlander, Tomas Jelinek

Forsmarks Kraftgrupp AB

Ringhals AB

OKG Aktiebolag