

Däniken,  
Dokument-Nr.  
Bearbeiter  
EDMS/AK-Nr.

31. März 2011  
BRI-D-50782  
Dr. Guido Meier  
516129

**Einschreiben**  
Eidgenössisches Nuklear-  
sicherheitsinspektorat ENSI  
Industriestrasse 19  
5200 Brugg

**Verfügung: Massnahmen aufgrund der Ereignisse in Fukushima  
Stellungnahme zum Punkt 3.5**

Sehr geehrte Damen und Herren

Mit Brief vom 18. März 2011 haben sie eine Verfügung an alle Werke versandt. Darin fordern sie unter Punkt 3.5 bis 31. März 2011 eine Überprüfung und Stellungnahme der Werke zur Kühlung des Reaktors und der gelagerten Brennelemente. Diese Punkte haben wir nochmals analysiert und im beiliegenden Bericht BER-D-50708 dargestellt.

Die Beantwortung der gestellten Fragen ist im Kapitel 6 gegeben. Die vorlaufenden Kapitel bilden nochmals die Grundlage für unsere Stellungnahme. Wir gehen davon aus, dass dem ENSI diese Grundlagen aus früheren Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ 2008, Bewilligungsverfahren Nasslager, Überprüfung Hochwasserschutz) bekannt sind. Die im Bericht zitierten Referenzen liegen beim ENSI vor.

Zusammenfassend dürfen wir sicher sagen, dass unsere Anlage durch die ursprüngliche Auslegung und die verschiedenen Nachrüstungen die gestellten Anforderungen an die Sicherheit erfüllt.

Freundliche Grüsse

KERNKRAFTWERK GÖSGEN-DÄNIKEN AG

  
Dr. Guido Meier

Kraftwerksleiter



Bericht BER-D-50708



Betrifft

**ENSI: Ereignisse in Fukushima - Bewertung der sicherheitstechnischen Auslegung des KKG**

Dokument-Nr. BER-D-50708

EDMS-Nr. 515764

AKZ

Anzahl Seiten 38

Inhaltsübersicht

1. **Einleitung** ..... 3

2. **Zusammenfassung des Ereignisablaufs** ..... 3

3. **Bewertung des Ereignisses** ..... 5

4. **Auslegung des KKG gegen externe Einwirkungen** ..... 7


5. **Bewertung des Schutzes des KKG gegen Erdbeben und Hochwasser** ..... 25

6. **Beantwortung der Fragen des ENSI aus der Verfügung vom 18.3.2011** ..... 33

7. **Referenzen** ..... 37

Geht an

Interner Verteiler gemäss Dokumentenprofil

ersetzt Dok.-Nr.				
Rev.		Datum	Name	Unterschrift
v1	erstellt	28.03.2011		
	geprüft	29.03.2011		
	genehmigt	29.03.2011	Meler Guido	

## Änderungsübersicht

Rev.	Seite	Beschreibung der Änderung
------	-------	---------------------------

## 1. Einleitung

Der vorliegende Bericht dokumentiert die Erkenntnisse aus der Erstausswertung der Ereignisse im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi, welches zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Berichts als Ereignis der Kategorie INES 5 auf der siebenstufigen INES Skala der IAEA [1] eingestuft wurde. In Übereinstimmung mit der „Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5)“ Art. 2 c wurde durch KKG unverzüglich eine Überprüfung der Übertragbarkeit der Ereignisse und der aus dem Ereignisablauf zu gewinnenden Erkenntnisse eingeleitet.

Mit der „**Verfügung: Massnahmen aufgrund der Ereignisse in Fukushima**“ v. 18.3.2011 hat die Schweizer Aufsichtsbehörde die folgende Anordnung unter Punkt 5 verfügt (Zitat):

*Das Kernkraftwerk Gösgen hat bis zum 31. März 2011 dem ENSI einen Bericht vorzulegen, in dem folgende Fragen beantwortet werden:*

- a. *Ist im Kernkraftwerk Gösgen die Kühlmittelversorgung für die Sicherheits- und Hilfssysteme aus einer diversitären, erdbeben-, hochwasser- und verunreinigungssicheren Quelle gesichert (Zusatzversorgung über Grundwasserbrunnen)?*
- b. *Sind im Kernkraftwerk Gösgen allfällige ausserhalb des Primärcontainments befindliche Brennelementlagerbecken genügend gegen externe und interne Einwirkungen geschützt?*
- c. *Ist im Kernkraftwerk Gösgen die Brennelementbeckenkühlung eine besonders geschützte Sicherheitsfunktion und kann sie über das gebunkerte Notstandssystem versorgt und gesteuert werden?*

Der vorliegende Bericht dient der Beantwortung der Fragen des ENSI und dokumentiert die im KKG gewonnenen ersten Erkenntnisse aus den Ereignissen in Fukushima Daiichi.

## 2. Zusammenfassung des Ereignisablaufs

Auf der Basis der gegenwärtig vorliegenden Informationen wird der Ereignisablauf bis zum Eintritt des Kernschadens und damit bis zum Eintritt der Notfallsituation am Beispiel von Block I von Fukushima Daiichi dargestellt. Es kann davon ausgegangen werden, dass der Ablauf in den anderen in Betrieb befindlichen Blöcken mit Ausnahme des Vorgehens bei der Druckentlastung des Primärcontainments ähnlich war. Es ist anzumerken, dass die nachfolgend aufgeführte Ereignisbeschreibung gegenwärtig noch mit grossen Unsicherheiten behaftet ist.

Das starke Erdbeben vom 11. März 2011 hat am Standort des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi (Siedewasserreaktoranlage mit Mark I Containment) zu einem Verlust der externen Spannungsversorgung und einem Notstromfall geführt. Die durch das Ereignis ausgelöste Reaktorschneellschaltung (ausgelöst durch die seismische Instrumentierung oder als Folge des Verlusts des Net-

zes) funktionierte auslegungsgemäss. Der durch das Erdbeben ausgelöste Tsunami erwies sich als auslegungsüberschreitend und führte zum Ausfall der Notstromdieselaggregate nach ca. 1 h Laufzeit und der Kühlwasserversorgung. Als Folge dieser Situation trat ein Station Blackout (Totalausfall aller Drehstromquellen) ein. Die Kühlung des Reaktors wurde durch das Reaktorkernisolationssystem (RCIC) übernommen, welches über eine durch eine Dampfturbine angetriebene Pumpe verfügt. Nach Aufheizung des Torus bis auf 100°C (infolge Abblasens aus den Frischdampfleitungen in den Torus trotz Kühlung über einen Isolationskondensator) wurde das RCIC automatisch (oder manuell) auf Ansaugung aus dem Kaltkondensatbehälter umgeschaltet. Nach Erschöpfung der Batteriekapazität konnte (wahrscheinlich) die Einspeiseleitung nicht mehr offen gehalten werden (Regelarmatur?), so dass die Einspeisung in den Reaktor endgültig ausfiel. Spätestens zu diesem Zeitpunkt setzte eine unkontrollierte Kernaufheizung ein. Die Beckenkühlung für das BE-Lagerbecken fiel als Folge des Station Blackouts ebenfalls aus. Aufgrund des anfänglich grossen Wasservolumens war hier die Aufheiztransiente aber deutlich langsamer als für den Reaktorkern.

Die fehlende Kühlung führte zu einem Druckaufbau im Primärcontainment und zur Wasserstoffbildung im Reaktorkern infolge der Zirkonium-Wasserdampfreaktion (diese setzt intensiv bei ca. 1000°C) ein. Nachdem der Druck im Primärcontainment den Auslegungsdruck um 50% überstieg, wurden Evakuierungsmassnahmen angeordnet und eine Druckentlastung des Primärcontainments vorbereitet. Die Druckentlastung wurde beim 2.1-fachen Auslegungsdruck des Primärcontainments vorgenommen. Das Abblasen grösserer Mengen von Wasserstoff in das mit Luft gefüllte, nicht inertisierte, Sekundärcontainment führte zu einer Wasserstoffdeflagration, was zu einem schweren Schaden am Reaktorgebäude führte. Das im oberen Teil des Reaktorgebäudes befindliche Brennelementlagerbecken wurde dabei freigelegt, so dass die dort frei werdende Aktivität ungefiltert in die Umgebung gelangen kann. Nach den vorliegenden Informationen nahm das Primärcontainment bei der Deflagration keinen Schaden (*Anmerkung*: die Explosion am Block 2 hatte möglicherweise andere Ursachen). Nachdem in Fukushima mobile Notstromaggregate und mobile Pumpen installiert wurden, sowie Borvorräte eingetroffen waren, begannen die Notfallequipen mit der Bespeisung mit Meerwasser in die Reaktoren und/oder in das Primärcontainment. Der Kernschadensvorgang konnte mit diesen Massnahmen anscheinend stabilisiert und ein Versagen des Reaktordruckgefässes vermieden werden, wobei der Ablauf und die Situation am Block 2 noch unklar erscheint.

Der Ausfall der Kühlung der Brennelement-Lagerbecken (Abklingbecken) hatte am Block 4 die grössten Auswirkungen, da sich in dem Becken ein wegen der Revision frisch ausgelagerter Kern mit erhöhter Nachwärmeleistung zusätzlich zu Brennelementen mit längerer Abklingzeit befindet.

Die Linderung der Konsequenzen des Unfallablaufs in Fukushima fusst auf Grund der zerstörten Infrastruktur in hohem Masse auf Notfallmassnahmen unter Einbezug externer Mittel.

### 3. Bewertung des Ereignisses

Die direkte Ursache der Ereignisse in Fukushima bestand im Auftreten eines extrem starken Erdbebens (mit Magnitude 9 das fünfgrößte in historischer Zeit registrierte Erdbeben), welches die Reaktorabschaltung der in Betrieb befindlichen Blöcke in Fukushima sowie das Abfahren weiterer TEPCO Reaktorblöcke und thermischer Kraftwerke verursachte, und im durch dieses Erdbeben ausgelösten extrem starken Tsunami, welcher die Küste der Insel Honshu über mehrere hundert Kilometer Distanz verwüstete und das Stromversorgungssystem und die Infrastruktur (Strassen) in der Umgebung des Kraftwerkes, sowie die Notstrom- und Kühlwasserversorgung des Kraftwerkes Fukushima völlig zum Erliegen brachte.

Als „root cause“ für den Ereignisablauf kann die Unterschätzung der Erdbebengefährdung in der Subduktionszone entlang der Insel Honshu angesehen werden. Zwar lagen die gemessenen Erdbebenbeschleunigungen am Standort des KKW gemäss den vorliegenden Informationen [2, 3, 4, 5] im Auslegungsbereich resp. unterhalb des von der japanischen Aufsichtsbehörde nach dem Niigata-Chuetsu-Oki Erdbeben von 2007 festgelegten Reviewerdbebens von 600 gal (an der Bodenplatte des Reaktorgebäudes, M 7.1 in Standortnähe) und führten mit Ausnahme des Unterbruchs der externen Netzverbindung der Blöcke 1 bis 3 nicht zu sichtbaren Erdbebenschäden. Die Magnitude des Ereignisses lag jedoch deutlich höher als die für den gleichen Bruch postulierte Magnitude 8.25. Nach Auskunft von Prof. Irikura [4] war man bei der Beurteilung der Erdbebengefährdung in der Subduktionszone vom Aufreissen des grössten Segmentes des vor der Küste von Honshu lokalisierten Bruches ausgegangen, während sich der durch das Erdbeben verursachte Riss auf alle vier Segmente des Bruchs erstreckte. Dies hatte zur Folge, dass sowohl die relevante Risslänge mit ca. 500 km (statt ca. 220 km) als auch das betroffene Erschütterungsgebiet wesentlich grösser als postuliert waren. Als wahrscheinliche Folge dieser Beurteilung wurde der durch ein derartiges Erdbeben induzierte Tsunami unterschätzt (Bemessung der Wellenbrecher auf eine Höhe von ca. 5.7 bis 6.5 m gemäss den öffentlich publizierten Informationen).

Ein direkt vergleichbares Ereignis wie in Japan ist in der Schweiz aufgrund der anderen geologischen Bedingungen (grosse Entfernung von Plattengrenzen, nicht im Bereich einer Subduktionszone, keine Meeresküsten) ausgeschlossen. Dennoch bietet das Ereignis Anlass die Auslegung des KKG gegen extreme externe Ereignisse zu überprüfen. Bei der Überprüfung der Übertragbarkeit der Ereignisabläufe von Fukushima auf KKG sind die zum Teil erheblichen Unterschiede im Anlagenkonzept und in der sicherheitstechnischen Auslegung des KKG zu beachten. KKG ist im Unterschied zu den Blöcken in Fukushima eine Druckwasserreaktoranlage und verfügt somit mit den Dampferzeugern über eine zusätzliche Barriere gegen eine Radioaktivitätsausbreitung aus der Reaktoranlage. Mit Hilfe der Dampferzeugerbespeisung kann die nach einer Reaktorschnellabschaltung anfallende Nachzerfallswärme und Speicherwärme bei Ergänzung der verfügbaren Deionatvorräte auch langfristig im Zustand heiss abgestellt über die Sekundärseite abgeführt werden. Mit Notfallmassnahmen kann eine Druckentlastung der Dampferzeuger herbeigeführt werden, die auch zu einer Druckabsenkung im Reaktorkühlkreislauf führt. Die Dampferzeuger können von externen Wasserquellen mit mobilen Pumpen bespeist werden (vom Tanklöschfahrzeug oder mit Motorspritze). Ein entsprechender Anschlussstutzen ist vorbereitet und es stehen diversitäre Wasserquellen (Kühlturm- und gegebenenfalls Entnahme aus der Aare, Feuerlöschringleitung mit Stützung vom Wasserreservoir Sören) für diese Massnahme zur Verfügung. Im Unterschied zu

den Ereignissen in Fukushima führt die Umsetzung dieser Notfallmassnahmen nicht zur Freisetzung von Aktivität aus dem Reaktorkühlkreislauf oder dem Containment. Das Personal muss bei der Ausführung dieser Handlungen nicht in Anlagenbereichen mit einem erhöhten Strahlenfeld arbeiten.

Bei KKG handelt es sich um eine Einzelblockanlage. Die in Fukushima beobachtete extreme Komplexität der Ereignisabläufe, die dadurch entstanden ist, dass gravierende und teilweise unterschiedlich geartete sicherheitstechnische Probleme an insgesamt sechs Reaktorblöcken auftraten, ist in dieser Dimension nicht auf KKG übertragbar. Im KKG befinden sich alle Brennelementlagerbecken in Gebäuden, die gegen externe und interne Einwirkungen geschützt sind. KKG verfügt über insgesamt vier Kühlwasserfassungen:

- Die Kühlwasserfassung im Gebäude M0 im Oberwasserkanal der Aare,
- die erdbebensicher ausgeführte Kühlwasserfassung im Gebäude M5 unterhalb des Wasserkraftwerkes Gösgen
- sowie über zwei Grundwasserfassungen (Notstandsbrunnen, Brunnenwassersystem VX) im gegen extreme externe Auswirkungen geschützten Notstandsgebäude ZX.

Die räumliche Trennung der Wasserfassungen und ihre Diversität bilden einen wirksamen Schutz vor einem Common Mode Versagen wie es in Fukushima beobachtet wurde.

Wesentliche Unterschiede bestehen auch in der Notstromversorgung. KKG verfügt über vier Notstromdieselaggregate, die in zwei räumlich getrennten Gebäuden angeordnet sind. Die für den Betrieb der Notstromdieselaggregate erforderlichen Hilfsfunktionen sind gegen Erdbeben ausgelegt und in Gebäuden, die gegen Erdbeben ausgelegt sind, angeordnet. Sie verfügen, infolge der Aufschüttung des KKG Areals bei der Errichtung des Kraftwerks, über einen hohen Schutzgrad gegen externe Überflutungen.

Zusätzlich verfügt das KKG über das gegen spezielle externe Einwirkungen gesicherte Notstandssystem mit zwei Grundwasserfassungen (Brunnenwassersystem) mit zwei weiteren Dieselaggregaten, welche direkt zwei Notstandsspeisewasserpumpen antreiben und mit deren Hilfe auch die Notstandsbeckenkühlpumpen versorgt werden. Vom Notstand aus kann die verkürzte Nachkühlkette aufgebaut werden, mit deren Hilfe sowohl die Nachwärme aus dem Reaktorkühlkreis als auch aus dem im Containment befindlichen Brennelement-Lagerbecken abgeführt werden kann. Alle dafür erforderlichen Handlungen können in gegen externe Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser) geschützten Bauwerken durchgeführt werden. Generell ist der Redundanzgrad der Sicherheitssysteme im KKG höher als in den Siedewasserreaktoranlagen von Fukushima.

Der hohe Redundanzgrad, die räumliche Trennung und die partiell diversitär ausgeführten Sicherheitssysteme und ihrer Versorgungseinrichtungen (Kühlwasserversorgung, Pumpentypen etc.) bilden einen wirksamen Schutz gegen ein gleichzeitiges Common Mode Versagen der Sicherheitssysteme wie es bei den Ereignissen in Fukushima infolge des Tsunamis beobachtet wurde.

Die wichtigste Erfahrung aus den Ereignissen in Fukushima für KKG besteht in der Erkenntnis, dass ein Kernkraftwerk auf einen lang andauernden Notstromfall ungeachtet der niedrigen Eintrittshäufigkeit eines derartig extremen Ereignisses, vorbereitet sein muss. Diese Vorbereitung



schliesst entsprechend vorgeplante Notfallmassnahmen gegebenenfalls unter Einbindung externer Hilfsmittel ein. Bei der Überprüfung des Schutzes des KKG gegen externe Einwirkungen, deren Ergebnisse nachfolgend dargestellt werden, findet dieser Aspekt besondere Beachtung.

## **4. Auslegung des KKG gegen externe Einwirkungen**

Grundlage für die hier vorgenommene Bewertung der Auslegung des KKG gegen extreme externe Ereignisse und für die Beantwortung der Fragen des ENSI bilden die im Zusammenhang mit der PSÜ 2008 und die in deren Nachgang durchgeführten Analysen und Bewertungen [6, 7, 8] sowie die gültige Anlagendokumentation [9, 10, 11,12]. Die wichtigsten Auslegungsmerkmale bezüglich des Schutzes gegen externe Einwirkungen werden nachstehend kurz zusammengefasst. Anschliessend erfolgt die Beantwortung der Fragen des ENSI.

### **4.1 Überblick über die Sicherheitseinrichtungen des KKG**

#### **4.1.1 Reaktorschnellabschaltung (RESA)**

Bei internen oder externen Ereignissen, die zu unerwünschten Folgen in der Anlage führen können, muss der Reaktor abgeschaltet werden. Dazu dienen die Einrichtungen der Reaktorschnellabschaltung (RESA), die Bestandteil des Reaktorschutzsystems sind. Die RESA kann automatisch (YZ11) oder manuell durch den Operateur ausgelöst werden. Im Zuge der Aufwertung des bisherigen Notstandleitstandes im Notstandsgebäude ZX zu einer vollwertigen Notsteuerstelle wurde die Möglichkeit einer manuellen RESA vom Notstandsgebäude aus, nachgerüstet.

#### **4.1.2 Reaktorschutzsystem**

Mit umfangreichen Sicherheitssystemen wird im KKG die Einhaltung der folgenden Schutzziele beim Betrieb der Anlage und bei Auslegungsstörfällen sicher gestellt:

- Reaktivitätskontrolle,
- Wärmeabfuhr aus dem Reaktor,
- sicherer Einschluss der Aktivität,

Die Einleitung von Störfallmassnahmen und die Steuerung der dafür benötigten Sicherheitssysteme erfolgen durch das Reaktorschutzsystem. Es tritt dann in Aktion, wenn eine Störung nicht mehr durch betriebliche Steuer- und Regelsysteme oder durch Begrenzungssysteme beherrscht werden kann. Basierend auf dieser Aufgabenteilung hat der KKG-Reaktorschutz zwei Hauptaufgaben:

- die Anlage bei Erreichen eines nicht bestimmungsgemässen Betriebszustands sicher abzuschalten (RESA);
- bei einem Störfall automatische Schutzaktionen auszulösen (Notkühlung, Notspeisung, Notstromversorgung, Containmentisolation usw.) und/oder das Personal durch entsprechende Meldungen zu informieren.

Das Reaktorschutzsystem des KKG ist so ausgelegt, dass ein Teil des Systems (YZ) im ungesicherten Bereich (Schaltanlagegebäude) und ein Teil (RX) im gesicherten Bereich (Notstandsgebäude) untergebracht sind. Das Reaktorschutzsystem ist 1E- und EK-I-klassiert (Bemessung auf Sicherheitserdbeben).

Der ungesicherte Bereich des Reaktorschutzes ist für die Beherrschung von anlageninternen Störfällen (bis einschliesslich Sicherheitserdbeben) zweckbestimmt, während die dem gesicherten Bereich zugeordneten Reaktorschutzsignale primär der Beherrschung von äusseren Einwirkungen (einschliesslich sehr starker Erdbeben) dienen, zugleich aber eine Redundanz zu einigen im ungesicherten Bereich vorhandenen Reaktorschutzsignalen in Bezug auf anlageninterne Störfälle darstellen.

Reaktorschutzsignale haben stets Vorrang gegenüber normalen Schutzsignalen (Aggregatechutz) und Handeingriffen des Personals. Reaktorschutzsignale können bei anstehenden Anregeignalen nicht oder nur unter bestimmten Bedingungen zurückgestellt werden.

Entsprechend der Auslegung des Reaktorschutzsystems ist gewährleistet, dass das Reaktorschutzsystem auch nach nicht korrekten Handeingriffen im Kommandoraum in der Lage ist, durch erneutes Ansprechen der Anregekriterien die Reaktorschutzaktionen vorrangig auszulösen.

Die Reaktorschutzkanäle mit den elektrischen und mechanischen Geräten der Mess-, Logik- und Steuer- bzw. Betätigungsebene sowie ihre Energieversorgung sind redundant, voneinander unabhängig, räumlich und elektrisch getrennt aufgebaut. Der ungesicherte Teil des Reaktorschutzsystems ist entsprechend der Auslegung der Sicherheitssysteme 4-fach aufgebaut, sodass bei gleichzeitigem Auftreten von zwei systeminternen Fehlern im Schutzsystem im ungünstigsten Fall eine RESA mit Turbinenschnellabschaltung (TUSA) ausgelöst wird. Tritt dabei zugleich ein Störfall durch ein internes auslösendes Ereignis in der Anlage auf, so wird dieser sicher beherrscht. Das Einzelfehlerkriterium ist auch dann erfüllt, wenn wegen Instandhaltung des Reaktorschutzsystems ein Teilsystem ausser Betrieb genommen wird. Der gesicherte Teil des Reaktorschutzsystems ist 3-fach redundant aufgebaut, sodass auch bei Auftreten eines Einzelfehlers im Schutzsystem Störfälle durch äussere Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz, extreme Erdbeben) sicher beherrscht werden.

Die Messwerterfassung für die Reaktorschnellabschaltung (RESA) erfolgt 4-fach redundant mit 2 von 4 Grenzwertverknüpfungen, wenn kein Ersatzkriterium für die Störfallerkennung vorhanden ist, bzw. 3-fach redundant mit 2 von 3 Grenzwertverknüpfungen bei vorhandenem Ersatzkriterium.

Die redundanten Messwertgeber des Reaktorschutzsystems werden durch Vergleicher überwacht. Der Logikteil beruht auf dem Prinzip der Fortpflanzung einer Impulskette, die zur Speisung der angeschlossenen Auslöserrelais verwendet wird. Störungen führen zur Unterbrechung der Impulskette und somit zum Abfall der Relais bzw. lösen eine Meldung aus. Der nicht selbstmeldende Auslöserrelais-Teil wird während des Leistungsbetriebes per Hand periodisch geprüft.

Im Reaktorschutzsystem des KKG werden keine computerbasierten Leittechniksysteme verwendet.

#### 4.1.3 Systeme zur Kernnot- und Nachkühlung

Die Funktion der Kernnotkühlung im KKG ist dem Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem TH zugeordnet. Neben der Kernnotkühlfunktion bestehen die weiteren sicherheitstechnischen Aufgaben des TH-Systems in der langzeitigen Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor und dem Containment bei Kühlmittelverluststörfällen sowie in der Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken und dem Reaktordruckbehälter bei Einwirkungen von aussen. Die wärmetechnische Auslegung des Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystems stellt sicher, dass bei Kühlmittelverluststörfällen die Auslegungskriterien nach ENSI-Richtlinie R-101 Punkt 4.3 erfüllt sind.

Strukturell ist das Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem viersträngig aufgebaut. Drei Stränge sind unabhängig aufgebaut und den drei Umwälzschleifen des Reaktorkühlsystems jeweils fest zugeordnet. Der vierte Strang ist mit jedem der anderen drei Stränge verbunden und übernimmt bei Ausfall eines Stranges dessen Funktion (Reservestrang). Bei Reparatur einer Pumpe kann der vierte Strang fest aufgeschaltet werden. Die Notkühlung speist in die heisse und die kalte Leitung ein, also über insgesamt sechs Einspeisestutzen.

Alle zum Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem TH gehörenden Ausrüstungen sind innerhalb des Reaktorgebäudes gegen externe Einwirkungen geschützt aufgestellt und EK I (Bemessung gegen Sicherheitserdbeben) klassiert.

Das Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem TH hat die folgenden sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen:

- die Hochdrucksicherheitseinspeisung,
- die Druckspeichereinspeisung,
- die Niederdrucksicherheitseinspeisung,
- die Nachwärmeabfuhr durch Nachkühlbetrieb oder Sumpfbetrieb,
- die Brennelement-Lagerbeckenkühlung.

##### Hochdrucksicherheitseinspeisung

Die drei fest den Reaktorkühlkreisläufen zugeordneten Stränge des Hochdrucksicherheitseinspeisesystems verfügen jeweils über eine Hochdrucksicherheitseinspeisepumpe, die aus einem Flutbehälterpaar ansaugt, und über eine Auswahlschaltung für die Einspeisung (Eigenmedium gesteuerte Dreiwegeventile). Die Auswahlschaltung stellt die Einspeisung auf die Reaktorkühlmittleitung mit dem höheren Druck sicher. Damit wird ein direktes Einspeisen der Hochdrucksicherheitseinspeisepumpe auf eine gebrochene Einspeiseleitung verhindert, sodass die gesamte Fördermenge der Pumpe für die Kernnotkühlung zur Verfügung steht. Für die Auswahlschaltung vorgewählt ist der kalte Strang des jeweiligen Reaktorkühlkreislaufs. Der vierte Strang dient als Reservestrang und ist mit den anderen drei Strängen über Rohrleitungen und Armaturen verbunden.

Da die Hochdrucksicherheitseinspeisepumpen bei hohem Druck einspeisen, dienen sie in erster Linie der Sicherstellung der Kernkühlung bei kleinen Kühlmittelverluststörfällen, welche nur zu ei-

nem langsamen Druckabfall im Reaktorkühlkreislauf führen. Die Nachzerfallswärme wird direkt über das Leck (in das Containment) und über die Dampferzeuger an die Sekundärseite abgeführt. Eine Umschaltung auf Sumpfbetrieb ist auslegungsgemäss nicht möglich. Deshalb wird die Anlage bei einem kleinen Leck mit 100 K/h über die Sekundärseite abgefahren um die weitere Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlpumpen fortzusetzen.

#### Druckspeichereinspeisung

Das Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystem TH verfügt über sechs Druckspeicher. Jeweils zwei sind den fest den Reaktorkühlmittelkreisläufen angeschlossenen TH-Strängen zugeordnet, wobei je ein Druckspeicher an einer „kalten“ und an einer „heissen“ Einspeiseleitung angeschlossen ist. In den Druckspeichern befindet sich ein unter Druck stehendes Stickstoffpolster. Bei einem Reaktordruck unterhalb 26 bar speisen die Druckspeicher (34 m<sup>3</sup> je Druckspeicher) selbsttätig ein. Die Druckspeicher kommen somit bei Kühlmittelverluststörfällen zum Einsatz, wenn der Druck im Reaktorkühlkreislauf gegenüber dem normalen Betriebsdruck deutlich gesenkt ist. Bei mittleren und grossen Kühlmittelverluststörfällen genügt die Wärmeabfuhr über das Leck, um den Kühlmitteldruck bis unter den Ansprechwert der Druckspeicher zu senken. Für diese Fälle ist das Wasserinventar in den Druckspeichern so bemessen, dass der Reaktorkern geflutet wird (dafür genügt das Inventar aus zwei Druckspeichern), bis das Niederdruckeinspeisesystem wirksam einspeisen kann.

#### Niederdrucksicherheitseinspeisung und Nachwärmeabfuhr

Bei Kühlmittelverluststörfällen dient das Niederdrucksicherheitseinspeise- und Nachwärmeabfuhrsystem der Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Reaktor und aus dem Containment. Die Wärmeabfuhr erfolgt hierbei im Sumpf- oder im Nachkühlbetrieb (kleine Lecks). Es stellt zudem sicher, dass der Reaktorkern auch langfristig mit Wasser bedeckt und durchströmt bleibt und eine Verdampfung vermieden wird. Aufgrund der fehlenden Dampfbildung besteht hier auch keine Gefahr für ein Eindicken (im Extremfall Auskristallisieren) der Borsäure. Das Niederdrucksicherheitseinspeisesystem speist kombiniert, d. h. heiss- und kaltseitig, in die Reaktorkühlmittelschleifen ein. Die Wärmeabgabe im Nachwärmekühler erfolgt an das nukleare Zwischenkühlwassersystem TF. Bei Strangrevision und unterstelltem Einzelfehler kann die Nachwärmeabfuhr im Sumpfbetrieb nur über einen TF-Strang erfolgen. Analysen haben gezeigt, dass die Nachwärme über eine TH- und eine TF-Pumpe erfolgreich abgeführt werden kann, selbst wenn eine zeitweilige Kavitation der Nachkühlpumpe unterstellt wird.

Jeder der drei fest den Reaktorkühlmittelkreisläufen zugeordneten Stränge des Niederdrucksicherheitseinspeise- und Nachwärmeabfuhrsystems verfügt über eine Pumpe (Nachkühlpumpe), die von einem Flutbehälterpaar (gemeinsam mit der zum gleichen Strang gehörenden Hochdrucksicherheitseinspeisepumpe), vom Reaktorgebäudesumpf oder vom Reaktorkühlkreislauf (Nachkühlbetrieb) ansaugt, und einen Nachwärmekühler. Der vierte Strang verfügt über keinen eigenen Wärmetauscher. Er ist auf die anderen drei Stränge aufgeschaltet. Die Umschaltung der Stränge des Niederdrucksicherheitseinspeise- und Nachwärmeabfuhrsystems auf Sumpfbetrieb erfolgt über je ein Dreiwegventil. Die Umschaltung wird nach Entleerung der Flutbehälter über das Signal „Füllstand tief“ automatisch ausgelöst.

Zwei Stränge des Niederdrucksicherheitseinspeise- und Nachwärmeabfuhrsystems (TH10 und [REDACTED]) werden zur Brennelementbeckenkühlung verwendet. Den Strängen [REDACTED] sind auch die vom Notstand versorgten Notstandsnachkühlpumpen [REDACTED] zugeordnet, die ebenfalls für die Beckenkühlung verwendet werden können. Bei Nichtverfügbarkeit des Zwischenkühlwassersystems TF kann die Nachwärme über die verkürzte Nachkühlkette an das notstandsgesicherte Brunnenwassersystem VX abgegeben werden. Auf diese Möglichkeit der Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken kann bei extremen externen Ereignissen zurückgegriffen werden. Mit Hilfe der Notstandsnachkühlpumpen kann auch ein Notstandsnachkühlbetrieb und ein Notstandssumpfbetrieb durchgeführt werden (manuelle Inbetriebnahme).

Bei einem Kühlmittelverluststörfall kann die Brennelementbeckenkühlung unterbrochen (automatische Umschaltung auf LOCA-Betrieb), resp. auf eine konstante Kühlmittelergänzung über die Bypass-Armatur reduziert werden. Sie wird im späteren Störfallverlauf von Hand wieder in Betrieb genommen. 1999 wurde ein dritter unabhängiger Beckenkühlstrang nachgerüstet ([REDACTED] mit eigenem Plattenwärmetauscher), der auf die maximale Leistung der aus dem Brennelement-Lagerbecken abzuführenden Nachwärme ausgelegt ist. Die Einrichtungen dieses dritten unabhängigen Beckenkühlstranges werden vom Notstrom versorgt und geben die Wärme an den Strang [REDACTED] des Zwischenkühlwassersystems TF und des nuklearen Nebenkühlwassersystems VE ab.

Jeder Strang des Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsystems verfügt über eine eigene Notstromversorgung (Zuordnung zu den Redundanzen 1 bis 4). Die Notstandsnachkühlpumpen werden von den Notstandsdieseln (Redundanzen 5 und 6) mit Strom versorgt.

Im Rahmen der Einführung des integrierten Notfallmanagements im KKG wurde die Möglichkeit der Einspeisung von Wasser (Feuerlöschwasser) in den [REDACTED] Strang des Nachkühlsystems ([REDACTED]) und in den [REDACTED] Beckenkühlstrang [REDACTED] geschaffen. Die Einspeisung in das Nachkühlsystem dient der Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr aus einem partiell zerstörten Reaktorkern bei einem schweren Unfall. Die Massnahme dient der Aufrechterhaltung der Integrität des Reaktordruckbehälters unter Unfallbedingungen bei Totalausfall aller anderen Einspeisequellen. Die Einspeisung in den Beckenkühlstrang dient der Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken, insbesondere bei Unfällen im Anlagenstillstand.

#### *4.1.4 Systeme zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr*

Das Kernkraftwerk Gösgen verfügt über folgende Systeme und Einrichtungen zur Sicherstellung der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr bei Ausfall oder Störungen der betrieblichen Hauptwärmesenke (Speisewassersystem und Turbine mit Kondensator und Hauptkühlwassersystem):

- Einrichtungen zur Frischdampf-Druckbegrenzung und -Entlastung,
- Einrichtungen zur Isolation gestörter Dampferzeuger,
- An- und Abfahrssystem RR,
- Notspeisesystem RS,
- Notstandsspeisesystem RX.

Wenn das Speisewassersystem RL zur Verfügung steht, kann es ebenfalls zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr verwendet werden.

#### Einrichtungen zur Frischdampf-Druckbegrenzung und -Entlastung

Für die Frischdampfdruckentlastung können je nach Verfügbarkeit das Frischdampfumleitssystem, die Frischdampfsicherheitsventile oder die Frischdampfabblasearmaturen verwendet werden. Mithilfe der Frischdampfsicherheitsventile ist es möglich, die Anlage im Zustand „heisse Bereitschaft“ zu halten. Dieser Zustand ist für das KKG als sicherer Betriebszustand für den Notstandsfall definiert.

Das KKG verfügt über drei Frischdampfumleitstationen, die dazu bestimmt sind, überschüssigen, von der Turbine nicht abnehmbaren Dampf in den Kondensator umzuleiten. Bei einer Turbinenschnellabschaltung oder bei einer schnellen Lastabsenkung kann dadurch eine Reaktorschnellabschaltung vermieden werden. Mithilfe der Frischdampfumleitstationen kann ein Abfahren der Reaktoranlage mit einem eingestellten Gradienten von 45 K/h (betriebliches Abfahren) oder mit 100 K/h durch Wärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke realisiert werden. Bei einem Notstromfall stehen die FD-Umleitstationen nicht zur Wärmeabfuhr zur Verfügung (Ausfall der Hauptwärmesenke), da sie nicht notstromversorgt sind.

Aufgabe der Frischdampfsicherheitsventile ist die Druckbegrenzung im Frischdampfsystem auf den maximal zulässigen Wert. Dabei gehört zu jeder der einem der Dampferzeuger zugeordneten Frischdampfstationen ein Frischdampfsicherheitsventil (total 3), welches in der Lage ist, bei 88 bar die gesamte Frischdampfmenge eines Dampferzeugers bei Vollast über Schalldämpfer in die Atmosphäre abzublasen (Abblasemenge max. 547 kg/s). Die Frischdampfsicherheitsventile sind auch dafür bestimmt, im Notstandsfall im Zusammenwirken mit dem Notstandssystem RX innerhalb der ersten zehn Stunden nach Störfalleintritt die Nachwärmeabfuhr ohne Handeingriffe sicherzustellen.

Jede der drei Frischdampfarmaturenstationen verfügt über ein Abblaseabsperrentil und ein nachgeschaltetes Abblaseregelventil. Die Abblasekapazität ist so gewählt, dass selbst bei einem reduzierten Vordruck von 5 bar 23,6 kg/s Dampf abgeblasen werden können. Dies entspricht ca. 1,5% der Nennleistung der Reaktoranlage. Die Abblasefunktion wird im KKG durch einfache Operateureingriffe eingeleitet. Auch hier kann ein Abfahrgradient von 45 K/h oder 100 K/h gewählt werden. Die Stromversorgung der Abblaseregelventile erfolgt im Notstromfall von der Notstandsstromversorgung.

### Frischdampfisololation

Bei Leitungsbrüchen im Frischdampfsystem haben die Isolationsventile die Aufgabe, die einzelnen Dampferzeuger vom Frischdampfsystem zu trennen, um das Ausdampfen von mehr als einem Dampferzeuger unter Annahme eines Einzelfehlers zu verhindern. Sie beschränken damit die Abkühlung des Reaktorkühlkreislaufes, den möglichen Druckaufbau im Containment und unterstützen damit die sekundärseitige Nachwärmeabfuhr. Entsprechend dieser Aufgabenstellung sind diese Armaturen so ausgelegt, dass die Schliessfunktion der Ventile bei Frischdampfleck vor oder nach den Frischdampfarmaturenstationen aufrechterhalten wird.

Die Armaturenstation mit den Frischdampfisolationsventilen, den Dampferzeugersicherheitsventilen und der Frischdampfblasestation sind gegen externe Einwirkungen geschützt [REDACTED] angeordnet.

### Systeme zur Bespeisung der Dampferzeuger

Voraussetzung für eine dauerhaft erfolgreiche Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite ist das Aufrechterhalten eines ausreichenden Füllstandes auf der Sekundärseite in mindestens einem Dampferzeuger. Der Wärmetransport auf der Primärseite kann dabei durch Zwangsumlauf (Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb), Naturumlauf oder im Dampfkondensationsmodus erfolgen.

### An- und Abfahrssystem RR

Das An- und Abfahrssystem hat die Aufgabe,

- beim An- und Abfahren der Anlage unterhalb ca. 3% Reaktorleistung die Bespeisung der Dampferzeuger sicherzustellen,
- im Notstromfall, bei Ausfall der Speisewasserpumpen und auch bei Speisewasserleckagen im Bereich der Hochdruckvorwärmer die Bespeisung der Dampferzeuger zur Abfuhr der Nachzerfallswärme zu übernehmen.

Das An- und Abfahrssystem saugt aus dem Speisewasserbehälter an und verfügt über einen minimalen Wasservorrat von 140 m<sup>3</sup>. Die Auslegung des An- und Abfahrssystems entspricht einer 2 x 50% Auslegung in Bezug auf ein Kaltfahren der Anlage und 2 x 100 % in Bezug auf die Nachwärmeabfuhr. Jede der beiden An- und Abfahrpumpen hat eine nominelle Förderkapazität von ca. 23,6 kg/s.

Das An- und Abfahrssystem ist notstromgesichert, sicherheitstechnisch aber nicht klassiert. Im Rahmen der PSÜ 2008 [6, 7] konnte gezeigt werden, dass das System dennoch über beträchtliche Auslegungsreserven für den Lastfall Erdbeben verfügt.

### Notspeisesystem RS

Das notstromgesicherte Notspeisesystem dient zur Sicherstellung der Dampferzeugerbespeisung bei

- systemeigenen Störfällen des Wasserdampfkreislaufes (z.B. bei bestimmten Speisewasserlecks und Ausfall der Speisewasser- und An-/Abfahrpumpen),
- Kühlmittelverluststörfällen ohne betriebliche Bespeisung mit den Speisepumpen bzw. den An-/Abfahrpumpen,
- Störfällen infolge von Erdbeben.

Das Notspeisesystem verfügt über drei Notspeisestränge, die fest jeweils einem Dampferzeuger zugeordnet sind, und über einen vierten Notspeisestrang, der auf jeden der drei Dampferzeuger aufgeschaltet werden kann. Die Kapazität einer Notspeisepumpe beträgt 23,6 kg/s (Nennfördermenge). Jeder Notspeisestrang verfügt über ein Notspeisebecken mit einem Deionatvorrat von 210 m<sup>3</sup>. Die Notspeisebecken verfügen zudem über eine betriebliche Deionatreserve, die bei einem Störfall mit genutzt werden kann. Die Notspeisebecken können untereinander verbunden werden, was im Falle des postulierten Ausfalls von Notspeisepumpen den Deionatvorrat für die verbleibenden Pumpen vergrößert. Als Notfallmassnahme wurde eine Einspeisung von Feuerlöschwasser in die Notspeisebecken vorbereitet, so dass auch ein Langzeitbetrieb des Notspeisesystems RS möglich ist.

Für ein Abfahren der Anlage mit 100 K/h sind zwei von vier Notspeisepumpen erforderlich (Auslegung 4 x 50 %, ohne Berücksichtigung des Nennfüllstandes der Dampferzeuger), für ein Abfahren in den Zustand „Nulllast heiss“ und die Nachwärmeabfuhr genügt eine Notspeisepumpe (entspricht einer Auslegung von 4 x 100 %). Die Förderhöhe der Notspeisepumpen ist so gewählt, dass sie gegen den Ansprechdruck der Frischdampfsicherheitsventile einspeisen können.

Das Notspeisewassersystem wird automatisch in Betrieb genommen, wenn der Dampferzeugerfüllstand kleiner als 5 m ist. Die Notbespeisung muss den Dampferzeugerfüllstand oberhalb von ca. 2 m halten, um noch eine ausreichende Wärmeabfuhr vom Reaktorkühlkreislauf an die Sekundärseite gewährleisten zu können.

Um bei schweren Unfällen im Rahmen der anlageninternen Notfallmassnahmen eine sekundärseitige Bespeisung der Dampferzeuger durch das Feuerlöschsystem zu ermöglichen, wurde in der Druckleitung der aufschaltbaren vierten Notspeisepumpe ein Stutzen für den Anschluss einer Schlauchverbindung installiert. Über diese Anschlussmöglichkeit kann eine Bespeisung der Dampferzeuger über Aussenhydranten oder von einem Tanklöschfahrzeug aus ohne elektrische Energie durchgeführt werden. Als zusätzliche Bespeisungsmöglichkeit im Notfall hat das KKG die Druckentlastung der Dampferzeuger und die Bespeisung vom Speisewasserbehälter unter Ausnutzung der vorhandenen Druckdifferenz vorgesehen.



### Notstandsspeisesystem RX

Das zweisträngig aufgebaute und im gegen äussere Einwirkungen geschützt ausgeführten Notstandsgebäude angeordnete Notstandsspeisesystem RX dient bei allen Störfällen, in denen die normale Nachwärmeabfuhr infolge von extremen äusseren Einwirkungen (z. B. Flugzeugabsturz, extreme Erdbeben, extremes Hochwasser oder Einwirkungen durch Dritte) ausgefallen ist, der Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf. Dazu wird die Sekundärseite der Dampferzeuger 1 und 3 mit kaltem Deionat bespeist und die Nachwärme durch Verdampfen des Dampferzeugerwassers und Abblasen des Dampfes über Dach abgeführt. Es steht ein Deionatvorrat von  $2 \times 530 \text{ m}^3$  in speziellen Notstandbecken zur Verfügung. Die Fördermenge einer RX-Pumpe beträgt  $23.6 \text{ kg/s}$  (Nennfördermenge). Auslegungsgemäss stellt das Notstandsspeisesystem RX einen autarken Betrieb der Anlage über mindestens zehn Stunden sicher. Die Notstandbecken können mit Grundwasser mit Hilfe des Brunnenwassersystems VX mittels einfacher Eingriffe aufgefüllt werden. Für die Ergänzung des Dieselvorrates steht ein [REDACTED]-Tankmobil mit Motorpumpe und zugehörigen Schlauchverbindungen zur Verfügung, mit dessen Hilfe Diesel aus auf der Anlage bestehenden Vorräten aufgefüllt werden kann. Unter Berücksichtigung dieser vorbereiteten Massnahmen kann ein Langzeitbetrieb des Notstandsspeisesystems, wie auch der anderen dem Notstand zugeordneten Sicherheitsfunktionen (Zusatzborierung mittels [REDACTED] verkürzte Nachkühlkette zur Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken und/oder dem Reaktorkühlkreislauf) sicher gestellt werden.

#### *4.1.5 Volumenregelsystem (TA)*

Die sicherheitstechnisch bedeutsamen Aufgaben des Systems sind:

- die Kompensation kleinerer Leckagen des Reaktorkühlsystems (Leckageergänzung),
- Einspeisung der erforderlichen Borsäure- und Deionatmengen zur chemischen Reaktivitätsregelung,
- Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem bei Betriebs- und Störfällen durch Sprühen in den Dampfraum des Druckhalters,
- Einspeisung von Borsäure bei Erreichen des letzten Grenzwertes der Stabfahrbegrenzung (Sicherstellung der Abschaltreserve der Steuerelemente),
- Sicherstellung der Unterkritikalität durch Einspeisen von Borsäure aus den Flutbehältern nach einem Auslegungsstörfall.

Dem Volumenregelsystem TA ist auch das vom Notstand versorgte und gegen externe Einwirkungen vollständig geschützte Zusatzboriersystem [REDACTED] zugeordnet, welches der Sicherstellung der Unterkritikalität im Notstandsfall (extreme externe Einwirkungen) sicherstellt.

## **4.2 Containment und Containmentsysteme**

Das Reaktorgebäude des Kernkraftwerkes Gösgen wird entsprechend den in den ENSI-Richtlinien verwendeten Begriffen in ein Primärcontainment (Reaktorsicherheitsbehälter) und ein Sekundärcontainment (Reaktorgebäude) unterteilt.