

Antwort auf eine Große Anfrage

- Drucksache 16/599 -

Wortlaut der Großen Anfrage der Fraktion Bündnis 90/Die Grünen vom 28.10.2008

Schwere Unfälle im Atomkraftwerk Esenshamm und ihre Folgen

Das Atomkraftwerk Esenshamm ist nach Auffassung zahlreicher Experten nicht auf dem neuesten Stand der Technik. Eine aktuelle Studie zur Gefahr schwerer Unfälle und ihren möglichen Folgen (Becker & Neumann, Juni 2008) zeigt, dass das Gefahrenpotenzial im AKW Esenshamm besonders hoch ist. Die Gutachter betonen insbesondere die Anfälligkeit und mangelnde Vorsorge gegen terroristische Angriffe, gegen eine Überflutung des Anlagengeländes und gegen Gefahren durch Alterungsprozesse.

Das Atomkraftwerk Esenshamm gehört zu den ältesten in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren in Deutschland. Es ging bereits im Jahr 1978 ans Netz. Der Reaktor hat nach Expertenmeinung eine sicherheitstechnisch schlechtere Auslegung als die sogenannten Konvoianlagen. Das betrifft die für sicherheitstechnisch relevante Bereiche verwendeten Werkstoffe, die Zahl der Redundanzen und die geringere Wandstärke der Reaktorkuppel und anderer Gebäude.

Der Reaktor ist nach dem Inhalt der oben bezeichneten Studie nicht im notwendigen Umfang gegen die Gefahren terroristischer Einwirkungen geschützt. Das Konzept zur Abdeckung von Risiken, das nach dem Anschlag von New York auf das World Trade Center entwickelt wurde, muss danach als gescheitert gelten. Von den drei vorgesehenen Komponenten ist lediglich eine teilweise realisiert worden. Das sogenannte Restrisiko, das nach menschlichem Ermessen nie eintreten sollte, hat sich nach der genannten gutachterlichen Einschätzung einem realen Risiko entwickelt. Keine Versicherung der Welt und keine Rückversicherung der Welt übernimmt die volle Haftpflichtversicherung eines Atomkraftwerkes. Deshalb hat der Staat mehr als 99 % des Versicherungsrisikos übernommen und leistet damit zudem nach Auffassung zahlreicher Rechtsexperten eine wettbewerbsverzerrende Beihilfe nach den Beihilferichtlinien der Europäischen Union.

Das Atomkraftwerk Esenshamm, gelegen am Ufer der Unterweser, ist nach der genannten Studie mangelhaft gegen Sturmfluten geschützt - eine Gefahr, die durch den Klimawandel weiter zunimmt. Trotz des vorhandenen Schutzdeiches kann danach eine Überflutung des Anlagengeländes nicht mit der hinreichenden Sicherheit ausgeschlossen werden. Der mögliche Hochwasserstand der Weser im Bereich des AKW Esenshamm wurde unter Berücksichtigung neuer Modelle mit 6,74 m über NN ermittelt und liegt damit mehr als einen Meter über dem dort bisher beobachteten höchsten Hochwasserstand. In bisherigen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zum Standort wurde lediglich von einem maximalen Hochwasserstand von 6,00 m über NN ausgegangen, der vor vielen Jahren mit zwischenzeitlich veralteten Methoden ermittelt wurde.

Bei Altanlagen liegt nach Auffassung von Experten ein erhebliches Gefahrenpotenzial in der Alterung von Werkstoffen, z. B. der Isolierung von elektrischen Kabeln und dadurch möglicher Auslösung von Bränden. Dies ist im AKW Brunsbüttel geschehen. Entsprechende Kabel mit PVC-Ummantelung wurden auch im AKW Esenshamm verlegt.

In den letzten Jahren ist die Zahl meldepflichtiger Ereignisse angestiegen. Das AKW Esenshamm gehört zusammen mit den Atomkraftwerken Biblis A und B sowie Brunsbüttel nach Meinung von Sachverständigen zu den Anlagen mit dem schlechtesten Betriebsindikator.

Vor diesem Hintergrund fragen wir die Landesregierung:

I. Fragen zur Bedrohung durch Terrorangriffe

1. Wird den Ergebnissen der im Jahr 2002 für das Bundesumweltministerium erstellten Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) über die Auswirkungen eines Flugzeugsabsturzes auf Atomkraftwerke hinsichtlich der Referenzanlage, der das AKW Esenshamm zuzuordnen ist, zugestimmt? Wenn nein: An welchen Stellen bestehen aufgrund welcher Analysen andere Auffassungen?
2. In welchem Umfang (in Prozent) kann eine Vernebelung die Wahrscheinlichkeit eines folgenschweren Treffers eines großen Verkehrsflugzeugs angesichts des großen Trefferflächenspektrums bzw. der Größe des verwundbaren Bereichs verringern?
3. Wie bewertete die GRS-Studie die Vernebelung als Schutzkonzept vor Flugzeugabstürzen bei den verschiedenen Referenzanlagen?
4. Warum hat die Landesregierung bisher keine anlagenspezifischen Untersuchungen zur Ermittlung des Schadensminderungspotenzials im Fall eines Flugzeugabsturzes durchgeführt?
5. Sind derartige Untersuchungen in naher Zukunft geplant?
6. Welche Schadensminderungspotenziale im Fall eines terroristisch bedingten Flugzeugabsturzes sind im AKW Esenshamm vorhanden?
7. Könnte mit diesen Maßnahmen oder Vorkehrungen ein Kernschmelzunfall infolge eines gezielten Flugzeugabsturzes wirkungsvoll verhindert werden?
8. Welche Maßnahmen zu einer Verringerung der Auswirkung eines Flugzeugabsturzes oder eines anderen Terrorangriffs wurden seit dem 11. September 2001 im AKW Esenshamm installiert bzw. realisiert?
9. Ist zukünftig eine GPS-Störung um das AKW Esenshamm im Alarmfall oder permanent geplant?
10. Wurden bereits Sabotageaktionen im AKW Esenshamm durchgeführt, oder gab es Hinweise auf entsprechende Planungen? Wenn ja: Wann und welche Anlagenbereiche waren betroffen?
11. Wären im AKW Esenshamm Spuren von Sprengstoff bei einem Arbeiter wie im schwedischen AKW Oskarshamm am 21. Mai 2008 nur zufällig oder aber in jedem Fall entdeckt worden?
12. Erfolgt eine lückenlose Überwachung auf Sprengmittel am Eingang, oder erfolgen lediglich Stichprobenkontrollen?
13. Gelten diese Kontrollen genauso für die Revisionszeiten?
14. Wie oft gelangten bisher Unbefugte über den privaten Yachthafen auf das Gelände des AKW Esenshamm?
15. Wie genau wird dieses Eindringen verhindert?
16. Wie ist der Stand der Einrichtung des Vernebelungskonzepts für die AKW Esenshamm, Emsland und Grohnde?

II. Fragen zur Gefährdung durch Hochwasser

1. Wird zurzeit zur Ermittlung des für die Auslegung gegen Hochwasser erforderlichen Bemessungswasserstands ein Sturmfluthochwasserstand mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr unterstellt?
2. Nach welcher Methode wurde dieses 10 000-jährliche Hochwasser am AKW Esenshamm ermittelt, und wie lautet das Ergebnis?

3. Von welcher Institution und wann wurden diese Berechnungen durchgeführt?
4. Erfolgt die Berechnungen analog der zurzeit gültigen Regel 2207 des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)?
5. Auf welchen Untersuchungen beruht die Bewertung des Hochwasserrisikos im Rahmen der - erst im Jahr 2007 - vorgelegten Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) von 2001?
6. Welcher Bemessungshochwasserstand wurde im Rahmen der PSÜ 2001 zugrunde gelegt?
7. Falls ein Bemessungshochwasserstand in Höhe von 6 m über NN zugrunde gelegt wurde: Entspricht dieser nach Auffassung von Betreiber und Aufsichtsbehörde nach wie vor dem Stand von Wissenschaft und Technik und der aktuellen KTA-Regel 2207?
8. Wurden in den letzten Jahren probabilistische Betrachtungen zum Bemessungshochwasser durchgeführt?
9. Wie werden die Forschungsergebnisse des Projekts MUSE bewertet, und welche Konsequenzen folgen aus den Ergebnissen für den Hochwasserschutz des AKW Esenshamm?
10. Welche einzelnen Beiträge (10 000-jährliches Hochwasser, Wellenauflauf, Sicherheitszuschlag usw.) wurden der Berechnung der erforderlichen Deichhöhe zugrunde gelegt?
11. Welcher Wellenauflauf wurde in diesem Zusammenhang ermittelt, und von wem wurden die Berechnungen durchgeführt?
12. Wann wurde zuletzt die erforderliche Deichhöhe und wann wurden die einzelnen Beiträge ermittelt? Welche Deichhöhe wurde so berechnet?
13. Wurden in den letzten Jahren Maßnahmen zur Verbesserung des Schutzdeiches durchgeführt? Wenn ja, welche?
14. Sind in den nächsten Jahren Maßnahmen zur Verbesserung des Schutzdeiches geplant? Wenn ja, wann und welche?
15. Beinhaltet die Behördenbewertungen zum Hochwasserschutz das Auftreten extremer Witterungsbedingungen bei gleichzeitig vorhandenen anderen Vorkommnissen (z. B. Notstromfall)?
16. Wie wird die Zugänglichkeit der Atomanlage bei Überflutung und extremen Witterungsbedingungen sichergestellt?
17. Welche Hochwasserschutzmaßnahmen sind im AKW Esenshamm vorhanden (dauerhaft und temporär)?
18. Wird deren Funktionstüchtigkeit regelmäßig überprüft? Wenn ja, wie, von wem und in welchen Abständen?
19. Wie bewertet die Landesregierung die bei dem Hochwasser vom 1. November 2006 aufgetretene Überflutung einer deichnahen Pumpenkammer im AKW Esenshamm?
20. Wo befindet sich die betroffene Pumpe? Welche weiteren Systeme und Komponenten befinden sich in diesem Raum?
21. Welche Komponenten sollte das Gebäude vor Wassereintritt abschotten? Was war die Ursache für die Undichtigkeit der Mauerdurchführung bzw. das Versagen der Abschottung?
22. Wie sollte dieses Versagen ursprünglich verhindert werden, und wie wird es zukünftig verhindert?
23. Sind gleiche Abschottungen auch an anderen Stellen installiert? Wenn ja, wie viele und an welchen Stellen?

24. Wie lautet die endgültige Bewertung der GRS zum Hochwasserschutz im AKW Esenshamm (die Untersuchung erfolgte als Reaktion auf das Überflutungsereignis im Dezember 1999 im französischen AKW Blayais im Auftrag des BMU)?
 25. Wurde diese Bewertung der Übertragbarkeit des Überflutungsereignisses im AKW Blayais aufgrund neuerer Kenntnisse über extreme Hochwasserereignisse aktualisiert? Wenn ja: Wie lautete das Ergebnis?
 26. Sind die in der BMU-Studie „Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Ereignis ‘Externe Überflutung’“ von 1997 beschriebenen Abläufe und Folgen einer Überschwemmung des Anlagengeländes heute noch zutreffend?
 27. Ist durch den Ausfall der externen Stormversorgung bei einem Deichbruch nach wenigen Minuten das Eintreten eines Notstromfalls zu erwarten?
 28. Wenn nein: Sind seit dem Jahr 1997 konstruktive Veränderungen an der externen Stromversorgung erfolgt?
 29. Falls diese bisher nicht erfolgt sind: Sind derartige Maßnahmen überhaupt möglich?
 30. Ist die Zugänglichkeit der Kraftstoffleitungen der Notstromdiesel bei Hochwasser verbessert worden, oder sind die Diesel tatsächlich ab einer bestimmten Wasserhöhe nicht mehr nachfüllbar?
 31. Muss nach wie vor von einem Versagen der Nachwärmeabfuhr bei einem Wasserstand auf dem Anlagengelände oberhalb der Anlagensicherheitsgrenze ausgegangen werden? Wenn nein: Mit welchen Maßnahmen wird dieses verhindert?
 32. Auf Grundlage welcher Analysen und basierend auf welchem Bemessungshochwasserstand wurden in der PSÜ 2001 die Wahrscheinlichkeiten für einen Deichbruch und ein Überschreiten der Anlagensicherheitsgrenze ermittelt?
 33. Wie beurteilt die Landesregierung diese Analysen?
 34. Welche Wahrscheinlichkeit wird zurzeit als Überschreitungswahrscheinlichkeit der Anlagensicherheitsgrenze angenommen?
 35. Wann wurde diese Wahrscheinlichkeit ermittelt, und auf welchen Annahmen (insbesondere zum Hochwasserstand und zur Deichbruchlänge) beruht sie?
 36. Sollte es bei einem nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik zu unterstellenden extremen Hochwasserstand (Sturmflut mit gleichzeitigem Tidehochwasser) zu einem Deichbruch kommen: Bei welcher Deichbruchlänge wird ein Überschreiten der Anlagensicherheitsgrenze erwartet?
 37. Wann und von wem wurden diese Analysen durchgeführt, und wie lautet das Gesamtergebnis?
- III. Fragen zu Gefahren durch Brand und Alterung
1. Welche Aspekte und Anforderungen enthält das Alterungsmanagement im AKW Esenshamm, und wann wurde es implementiert?
 2. Welchen Verbindlichkeitsgrad hat das Alterungsmanagement, und wie erfolgt die Prüfung auf Einhaltung durch die Aufsichtsbehörde?
 3. Werden Jahresberichte zum Alterungsmanagement vorgelegt? Wenn ja: Wie bewertet die Aufsichtsbehörde die Berichte der letzten Jahre?
 4. Welche Maßnahmen hinsichtlich des Alterungsmanagements wurden im AKW Esenshamm bezüglich der Mittelspannungskabel durchgeführt?

5. Wurden Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen (PSA) für Brandereignisse nach der neu von der GRS entwickelten Methodik, die bereits exemplarisch am AKW Brunsbüttel getestet worden ist, durchgeführt, und welche Ergebnisse hatten sie gegebenenfalls?
6. Welche Brandereignisse hat es seit Inbetriebnahme gegeben, und welcher Meldekategorie wurden sie zugeordnet?
7. Wie oft hatte die örtliche Feuerwehr bisher Einsätze auf dem AKW-Gelände, und bei welchem dieser Einsätze war der Kontrollbereich betroffen?
8. Wie viele Kilometer Mittelspannungskabel sind schätzungsweise im AKW Esenshamm verlegt? Liegen solche Kabel auch an unzugänglichen Orten?
9. Welches Isoliermaterial haben die Mittelspannungskabel in einzelnen Bereichen des AKW?
10. Welche Alterungsphänomene sind inzwischen für die im AKW Esenshamm verlegten Mittelspannungskabel bekannt?
11. Was war der Grund für den Austausch der Mittelspannungskabel in der Revision 2005, und in welchen Bereichen erfolgte der Austausch?
12. Wurden, wie auf das Ereignis im AKW Brunsbüttel dort folgend, alle weiteren Mittelspannungskabel überprüft?
13. Wann wurden bzw. wann werden die aufgrund der RSK-Stellungnahme vom 9. März 2006 geforderten Untersuchungen der Mittelspannungskabel durchgeführt?
14. In welchem Umfang und in welchen Bereichen sind seit Inbetriebnahme des AKW Esenshamm Mittelspannungskabel ausgetauscht worden?
15. Ist ein Austausch aller Mittelspannungskabel vorgesehen, und welcher Zeitplan existiert dafür?
16. Aus welchem Anlass wurden die Mittelspannungskabel in der Revision 2006 überprüft?
17. Sind bisher Schäden in den Notstromkabeln aufgetreten? Wenn ja, wann und warum?
18. Können Alterungsschäden in den Notstromkabeln ausgeschlossen werden? Wenn ja, aufgrund welcher Annahmen oder Untersuchungen?
19. Wann erfolgte zuletzt eine Überprüfung der Notstromkabel, und wie war das Ergebnis?
20. Welche Maßnahmen hat die Aufsichtsbehörde bisher gefordert, um der Alterung der Mittelspannungskabel Rechnung zu tragen?
21. Hält die Aufsichtsbehörde Wiederkehrende Prüfungen (WKP) von Mittelspannungskabeln für erforderlich? Wenn ja, in welchem Umfang?
22. Wurden bereits WKP von Mittelspannungskabeln durchgeführt? Wenn ja, wann, in welchen Bereichen und in welchem Umfang?
23. Mit welchen Prüfmethode wurden die WKP durchgeführt?
24. Wie sieht das zukünftige WKP-Konzept für Mittelspannungskabel aus, und welche Prüfmethoden werden dabei angewendet?

IV. Fragen zum Vergleich mit anderen Atomkraftwerken

1. Wie bewertet die Landesregierung die Ergebnisse der internationalen OECD-Vergleichsstudie von Atomkraftwerken (1997), wonach die Sicherheitsbehälter aus Stahl schlechter abschneiden als solche aus Spannbeton?
2. Wie wird heutzutage die Gefährdung durch die nachgerüsteten Wasserstoff-Rekombinatoren eingeschätzt?

3. Besitzt das Notkühlsystem im AKW Esenshamm ähnliche Schwachstellen wie das AKW Biblis B, und wie werden diese insgesamt eingeschätzt?
4. Sind die Not- und Nachkühlstränge durchgehend räumlich getrennt?
5. Bevorraten die Flutbehälter die gleichen Wasservolumina wie neuere Reaktoren (Konvoianlagen)?
6. Kann das Hochdruckeinspeisesystem auch unterhalb von 110 bar einspeisen?
7. Wie viele Druckspeicher sind vorhanden?
8. Wie werden die Ergebnisse der Siemens-Experimente in der Großversuchsanlage zu den Schwächen der Druckspeicher (nicht vollständig gesicherte Kernkühlung) bewertet?
9. Traten seit dem Jahr 2000 meldepflichtige Ereignisse, die die Steuerung von Pumpen oder von ähnlichen sicherheitsrelevanten Komponenten/Systeme betrafen, auf? In welchen Systemen und bei welchen Komponenten kamen sie gegebenenfalls vor?
10. Betrafen seit dem Jahr 2000 meldepflichtige Ereignisse das Notstromsystem inklusive der Notstromdiesel, und welche Ereignisse traten auf?
11. Waren seit dem Jahr 2000 meldepflichtige Ereignisse auf fehlerhaft durchgeführte elektrische Arbeiten zurückzuführen? Welche Ereignisse waren das?
12. Wird das Klageverfahren in Biblis B seitens der niedersächsischen Aufsichtsbehörde verfolgt, und/oder werden die für Biblis B vorgetragenen 150 Sicherheitsdefizite auf Übertragbarkeit auf das AKW Esenshamm überprüft? Wenn ja: Wie lautet das Ergebnis der Übertragbarkeitsprüfung?

V. Fragen zur betrieblichen Sicherheit des AKW Esenshamm

1. Im Auftrag von Greenpeace wurde in den letzten Jahren ein Indikator entwickelt, der das betriebliche Risiko deutscher Atomkraftwerke vergleichend darstellt. Wurde vonseiten der Aufsichtsbehörde ebenfalls ein vergleichender Indikator zur Bewertung der Betriebsgefahr ermittelt, und wie schneidet gegebenenfalls das AKW Esenshamm dabei ab?
2. Wie wird die hohe Zahl der meldepflichtigen Ereignisse im AKW Esenshamm bewertet?
3. Auf welche Ursache wird diese hohe Zahl zurückgeführt? Können das hohe Alter des AKW, die Auslegungsschwächen oder eine mangelhafte Sicherheitskultur dafür mitverantwortlich sein?
4. Erfolgte neben einer Ursachenbewertung der einzelnen Ereignisse auch eine Gesamtbewertung der Ursachen? Wenn ja, mit welchem Ergebnis?
5. Worauf werden die bei den Ereignissen 1998, 2002 und 2007 erwiesenermaßen vorhandenen Mängel in der Sicherheitskultur zurückgeführt? Werden diese eher einer mangelnden Kompetenz der Betriebsleitung oder Schwächen der Mensch-Maschine-Schnittstelle zugeschrieben?
6. Auf welchem Stand befindet sich das Sicherheitsmanagementsystem?
7. Wurden die im Rahmen der für das AKW Grafenrheinfeld geplanten Leistungserhöhung vom BMU geforderten Sicherheitsnachweise auch für das AKW Esenshamm erbracht?
8. Wenn ja: Wurden diese bereits im Rahmen der Genehmigungsverfahren oder später vorgelegt?
9. In welchem Umfang hat sich durch die erfolgte Leistungssteigerung im AKW Esenshamm die Interventionszeit bei Notfallschutzmaßnahmen verringert?
10. Wie wird die vom BfS festgestellte Häufung von Korrosionsereignissen des AKW Esenshamm bewertet, und welche Maßnahmen hatte das Niedersächsische Umweltministerium diesbezüglich angeordnet?

11. Wie viele korrosionsbedingte Ereignisse traten seit dem Jahr 2005 auf?
12. Welche Korrosionsmechanismen lagen den einzelnen Vorkommnissen von 1994 bis heute zugrunde?
13. Welche Maßnahmen (wie ein umfangreicher Austausch von Komponenten oder eine verstärkte Überwachung) wurden aufgrund der offensichtlichen Korrosionsanfälligkeit bisher durchgeführt? Sind weitere Maßnahmen geplant?
14. Welcher Cäsium-137-Freisetzungsterm wird für einen Kernschmelzunfall mit offenem Containment erwartet?
15. Sind Sicherheitsanalysen zu einer Freisetzung aus dem Lagerbecken erfolgt? Wenn ja: Mit welchem Ergebnis bzw. mit welchen Freisetzungstermen ist bei einem derartigen Ereignis zu rechnen?
16. Welcher Zeitbedarf wird jeweils für eine Evakuierung der 5-km-, 10-km- und 25-km-Zone um das AKW angenommen?
17. Sind - unabhängig von den gesetzlichen Forderungen zum Katastrophenschutzplan für die Umgebung von Atomkraftwerken - Pläne für eine Evakuierung der Bevölkerung auch in größerer Entfernung vorhanden?
18. Wenn ja, bis in welche Entfernung?
19. Von welchem Zeitbedarf wird gegebenenfalls für eine Evakuierung der Stadt Bremen ausgegangen?
20. Wie bewertet die Landesregierung den im April 2003 von E.ON herausgegebenen „Ratgeber für die Bevölkerung in der Umgebung des Kernkraftwerks Unterweser“?
21. Wie wird die Bevölkerung in der Umgebung des AKW Esenshamm im Alarmfall gewarnt, wenn eine Evakuierung erforderlich sein sollte?

Antwort der Landesregierung

Niedersächsisches Ministerium
für Umwelt und Klimaschutz
-17 - 01425/5/8-01-

Hannover, den 03.03.2009

Kernenergie bleibt auf längere Sicht unverzichtbar und wird für den Klimaschutz gebraucht. Die erneuerbaren Energien bilden in der Gesamtstrategie eine wertvolle Ergänzung, können einen vollständigen Ersatz konventioneller Energieträger jedoch auch in absehbarer Zeit nicht leisten. Deshalb gibt es zur Nutzung der praktisch CO₂-freien Kernenergie bis auf weiteres keine realistische Alternative, wenn die ehrgeizigen Ziele des Klimaschutzes erreicht werden sollen.

In Niedersachsen ist die Kernenergie wichtiger Pfeiler einer ausreichenden und verbrauchernahen Grundlaststromerzeugung. Niedersachsen setzt sich daher für eine Aufhebung der gesetzlich festgeschriebenen Reststrommenge für Kernkraftwerke ein, um somit die Option einer längeren Laufzeit bestehender Anlagen zu eröffnen, soweit dies im Einzelfall ohne Abstriche an der Sicherheit möglich ist.

Damit die Nutzung der Kernenergie verantwortbar ist und bleibt, müssen die höchstmögliche Sicherheit Vorrang haben und die Entsorgung gelöst werden.

Die Sicherheit des Kernkraftwerks Unterweser (KKU) wird durch das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz überwacht. Im Zusammenwirken mit den Betreibern und Sachverständigen sorgt es

dafür, dass auch dieses Kernkraftwerk den höchstmöglichen Sicherheitsanforderungen gerecht wird.

Das KKK wird derzeit auf der Grundlage einer unbefristeten Betriebsgenehmigung betrieben. Diese Genehmigung wurde erteilt, nachdem in einem umfassenden Genehmigungsverfahren der Nachweis erbracht war, dass mit der Auslegung und Errichtung der Anlage die erforderliche Vorsorge gegen Schäden nach dem damaligen Stand von Wissenschaft und Technik getroffen war. In der anschließenden Betriebsphase ist die Sicherheit des KKK durch umfangreiche Nachrüstungen erheblich verbessert worden. Mit diesen Änderungen wurde die Sicherheits- und Risikovorsorge dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik folgend weiterentwickelt.

Im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens wurde das KKK fortlaufend überprüft. Dabei wurden bei neuen Erkenntnissen die Notwendigkeit von Verbesserungen geprüft und die Anlagensicherheit bei Bedarf weiterentwickelt.

In Ergänzung zu dieser kontinuierlichen Aufsicht wurde das Kernkraftwerk mehrfach ganzheitlichen Überprüfungen der Sicherheit unterzogen. Die im KKK bereits 1988 veranlasste besondere Sicherheitsanalyse für die Gesamtanlage gehört mit zu den Vorbildern für die heute in Deutschland nach bundeseinheitlichem Maßstab durchzuführenden Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ). Ziel dieser Sicherheitsanalysen ist es, die Weiterentwicklung der Erkenntnisse während einer längeren Betriebszeit für eine Fortentwicklung des Sicherheitsstatus und der Betriebssicherheit zu nutzen. Dieses ist beim KKK auch gelungen, wie es im Rahmen der öffentlichen Präsentation der Ergebnisse der PSÜ im September 2007 gezeigt werden konnte. Die Analyse hat ergeben, dass es beim KKK keine Hinweise auf Abweichungen gegenüber den schutzzielorientierten Anforderungen bzw. Anforderungen an die Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen gibt, die für die Sicherheit von Bedeutung wären. Die Auswertung der Betriebserfahrung ergab keine Hinweise darauf, dass bei der Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebes für das KKK spezifische Schwachstellen vorliegen. Außerdem hat die Analyse die Wirksamkeit früherer Nachrüstungen zur Anhebung der Sicherheit bestätigt. Der mit den Nachrüstungen erreichte Sicherheitsgewinn schlägt sich auch in den Ergebnissen der mit der Periodischen Sicherheitsanalyse durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) nieder. Das KKK erreicht hierbei so gute Ergebnisse, wie sie die IAEA heute für zukünftige neue Anlagen als Orientierungswerte empfiehlt.

Deshalb stimmt die Niedersächsische Landesregierung mit der Bewertung der Sicherheit der in Deutschland vorhandenen Kernkraftwerke in ihrem aktuellen Bericht zur Vierten Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit vom April 2008 überein, in dem die Bundesregierung zusammenfassend für die in Deutschland vorhandene Anlagen feststellt, dass die Anlagen im Sinne des Übereinkommens überprüft sind und alle erforderliche Verbesserungsmaßnahmen durchgeführt wurden bzw. werden.

Im Prozess um kontinuierliche Verbesserungen kommt es aber auch zu meldepflichtigen Ereignissen. Die Sicherheitskultur zeigt sich aber gerade in schwierigen Phasen, wenn es darauf ankommt, auch zu eigenen Fehlern offen zu stehen, um aus diesen Fehlern neue sicherheitstechnische Verbesserungen in einem evolutionären Prozess entwickeln zu können. Diese Sicherheitskultur ist im KKK vorhanden.

Anderslautende Behauptungen, wie in der Großen Anfrage, sind unbegründet und durch die Praxis in dem Kraftwerk widerlegt.

Ebenso sind die behaupteten besonders hohen Gefahrenpotentiale des KKK nicht belegt. Die hierzu angeführten Studien setzen sich nicht substantiiert mit den spezifischen Sicherheitsfragen des KKK auseinander, sondern erschöpfen sich vielfach in allgemeinen Bedenken gegen Kernkraftwerke. Die Studien halten den Anforderungen an Sachverständigengutachten, wie sie in atomrechtlichen Verfahren zu stellen sind, nicht stand. Aus diesen Gründen sind die behaupteten anlagentechnischen Schwächen, die Behauptungen eines nicht hinreichenden Terrorschutzes, eines nicht ausreichenden Hochwasserschutzes, einer gefährlichen Alterung von Werkstoffen und einer schlechten Sicherheitskultur als unbegründet zurückzuweisen.

Der praktische Betrieb und die engagierte Betriebsmannschaft belegen täglich das Gegenteil, wie dies aber auch die oben wiedergegebene Bewertung der Bundesregierung tut.

Dies vorangestellt, beantworte ich die Anfrage namens der Landesregierung wie folgt.

Zu I:

Vorbemerkung zum Themenkomplex Bedrohung des Kernkraftwerkes Unterweser durch Terrorangriffe

Als Vorbemerkung zum Themenkomplex Bedrohung des KKW durch Terrorangriffe sind die folgenden grundlegenden Sachverhalte voranzustellen. Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz (damals Umweltministerium) hat dem Umweltausschuss des Landtags am 19.05.2004 zum Entschließungsantrag der Fraktion Bündnis 90/Die Grünen (LT-Drucksache 15/839) einen umfassenden Bericht zur „Sicherheit niedersächsischer Atomanlagen bei vorsätzlichen Flugzeugabstürzen“ erstattet. Unverändert gilt, wie das Umweltministerium in diesem Bericht ausgeführt hat, dass der Schutz der Kernkraftwerke gegen terroristische Flugzeugabstürze im Gesamtzusammenhang der staatlichen Maßnahmen gegen diese Bedrohung zu sehen ist.

Die Bekämpfung des Terrorismus ist grundsätzlich Aufgabe des Staates. Die Länder stimmen mit dieser von der Bundesregierung auf eine Anfrage der FDP-Bundestagsfraktion (Drs. 15/2829) im März des Jahres 2004 bekräftigten Auffassung völlig überein. Der Schutz gegen terroristische Angriffe ist eine gesamtstaatliche Aufgabe.

Bund und Länder arbeiten in Wahrnehmung ihrer gesamtstaatlichen Verantwortung gemeinsam daran, den Schutz der Bevölkerung und aller lebenswichtigen Grundlagen und Infrastruktureinrichtungen vor verbrecherischen oder terroristischen Angriffen mit in die Gewalt gebrachten Verkehrsflugzeugen zu erhöhen.

Die Auslegung der baulichen Anlagen der Kernkraftwerke in Niedersachsen gegen Einwirkungen von außen bietet auch einen sehr soliden Grundschutz gegen ein großes Spektrum von Abstürzen großer ziviler Flugzeuge. Von besonderer Bedeutung ist hierfür die Auslegung gegen einen postulierten Flugzeugabsturz. Die Kernkraftwerke in Niedersachsen sind gegen den zufälligen und durch einen Unfall bedingten Absturz eines Flugzeuges ausgelegt.

Die Schutzmaßnahmen erfolgten vor dem Hintergrund der in den 1970er-Jahren zunehmenden Anzahl von Kernkraftwerken und unter dem Eindruck der damals hohen Absturzrate von Militärflugzeugen. Ab Mitte der 1970er-Jahre wurden von den Standorten unabhängige Lastannahmen für die Einwirkungen eines Flugzeugabsturzes entwickelt, die den Schutzmaßnahmen bei den nachfolgend errichteten Kernkraftwerken zugrunde gelegt wurden.

Die Anlagen in Niedersachsen sind aufgrund dieser Entwicklung in einem unterschiedlichen Maße gegen einen Flugzeugabsturz geschützt. Die Kraftwerke Grohnde und Emsland sind gegen die höchsten Lastannahmen ausgelegt. Dieses trifft auch für das im Jahr 1986 nachgerüstete Notstandsgebäude des KKW zu. Die übrigen für die Sicherheit bedeutsamen Bauwerke dieser Anlage sind mit dem Vollschutz gegen den Absturz eines schnell fliegenden, leichteren Militärflugzeuges ausgestattet.

Seit Ende der 1980er-Jahre ist die Absturzrate von militärischen Flugzeugen erheblich zurückgegangen, sodass die Absturzhäufigkeit heute um etwa eine Größenordnung (Zehnerpotenz) zurückgegangen ist.

Ereignisse in Folge eines Flugzeugabsturzes zählen nach den bundesweit geltenden Anforderungen zu keiner Zeit zu den sogenannten Auslegungstörfällen, gegen die Vorsorgemaßnahmen im Sinne der atomrechtlichen Genehmigungsvoraussetzungen erforderlich sind. Dieses ist so, weil derartige Ereignisse aufgrund einer sehr kleinen Eintrittswahrscheinlichkeit an den Kraftwerksstandorten ein vergleichsweise kleines Risiko darstellen. Die gegen derartige Ereignisse getroffenen anlagentechnischen und sonstigen Maßnahmen dienen der Risikominimierung.

Insgesamt ist der Risikobeitrag durch den zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturz als vernachlässigbar zu betrachten, wie es in dem Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Zweite Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im April 2002 zutreffend festgestellt und in dem aktuellen Bericht vom April 2008 erneut bestätigt wird.

Mit den genannten Vorkehrungen besteht auch ein hoher Grundschutz gegen die Folgen von Absturzereignissen eines weiten Spektrums von Verkehrsflugzeugen.

Nach der Antwort der Bundesregierung auf die oben genannte Anfrage der FDP-Bundestagsfraktion weisen die Anlagen in Deutschland im weltweiten Vergleich in dieser Frage mit den höchsten Grundschutz auf.

Wie generell beim Schutz vor terroristischen Anschlägen ist auch zur Verbesserung des Schutzes von Industrieanlagen wie Kernkraftwerken nur ein System vielfältiger verschiedener Maßnahmen Erfolg versprechend. Diese Einschätzung wird einvernehmlich von den Landesbehörden, den zuständigen Bundesministerien und dem Bundeskanzleramt geteilt. Um eine nachhaltige Wirksamkeit zu erzielen, setzen diese Maßnahmen, die in weiten Bereichen von der Bundesregierung und den Ländern gemeinsam festgelegt wurden und getragen werden, an den Wurzeln des Verbrechens an.

Anlagenspezifische Maßnahmen wie die Errichtung der Tarnschutzeinrichtungen an allen Standorten gemäß dem im Kernkraftwerk Grohnde realisierten Pilotprojekt, die Verbesserung der Brandbekämpfungsmöglichkeiten durch Bereitstellung von Schaumlöschfahrzeugen an den Kraftwerksstandorten sind als Ergänzung der staatlichen Maßnahmen zu sehen und dienen der weiteren Risikominimierung. Diese generellen Anmerkungen zur Abgrenzung von staatlichen und betreibereigenen Maßnahmen vorangestellt, werden die Fragen zum Themenkomplex Bedrohung durch Terrorangriffe wie folgt beantwortet:

Zu 1:

Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz hat im Rahmen seines in der Vorbemerkung genannten Berichts unter anderem auch detailliert über die angesprochene Studie der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) und seine Einschätzung hierzu berichtet. Diese Einschätzung ist unverändert gültig. Eine Darstellung von Einzelheiten verbietet sich aufgrund der Schutzbedürftigkeit der Anlagen. Deswegen kann über die Studie und einzelne Bewertungen hinsichtlich des KKV keine weitere Auskunft gegeben werden.

Zu 2:

Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz hat im Rahmen seines in der Vorbemerkung genannten Berichts u. a. auch detailliert über die Frage der Wirksamkeit der Maßnahmen berichtet. Die grundsätzlichen Bewertungen gelten weiterhin unverändert. Eine Darstellung von Einzelheiten verbietet sich aufgrund der Schutzbedürftigkeit der Anlagen. Deswegen kann über die Fragen der Wahrscheinlichkeit von Treffern und von Flächen beim KKV keine weitere Auskunft gegeben werden.

Zu 3:

Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz hat im Rahmen seines in der Vorbemerkung genannten Berichts u. a. auch detailliert über die GRS-Studie berichtet. Wie in diesem Bericht umfassend erläutert, geht das Konzept des Tarnschutzes auf die Ergebnisse der GRS-Studie zurück. Eine Darstellung von Einzelheiten verbietet sich aufgrund der Schutzbedürftigkeit der Anlagen. Deswegen kann über die Fragen der Bewertung der Vernebelung als Schutzkonzept keine weitere Auskunft gegeben werden.

Zu 4:

Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz hat im Rahmen seines in der Vorbemerkung genannten Berichts u. a. auch über die Frage anlagenspezifischer Analysen im Sinne der Fragestellung berichtet. Wie in diesem Bericht erläutert, hatten sich das Bundesumweltministerium und die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder auf ein Vorgehen verständigt. Um möglichst rasche Verbesserungen für den Schutz der Bevölkerung verwirklichen zu können, wurden die Prioritäten auf die Umsetzung der Ergebnisse der anlagenübergreifenden Untersuchungen gelegt. Zu der Frage, ob und welche Analysen zu diesem Komplex noch sinnvoll sein könnten, stehen die von den atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder erbetenen Vorschläge des Bundesumweltministeriums noch aus. Eine Darstellung von Einzelheiten verbietet sich aufgrund der Schutzbedürftigkeit der Anlagen. Deswegen kann über die Frage anlagenspezifischer Untersuchungen im Sinne der Fragestellung keine weitere Auskunft gegeben werden.

Zu 5:

Nach derzeitigem Erkenntnisstand nicht.

Zu 6 und 7:

Die Schutzpotentiale gegen einen terroristischen Flugzeugabsturz eines großen Verkehrsflugzeuges auf Kernkraftwerke ergeben sich aus einer Kette von Maßnahmen des Staates und der Energieversorgungsunternehmen. Ihre Wirksamkeit entfalten sie in ihrem Zusammenwirken.

Nach den bisherigen Einschätzungen der Sicherheitsbehörden, insbesondere der des Bundes, ist lediglich von einer abstrakten Gefahr terroristischer Anschläge mittels eines großen Verkehrsflugzeuges auszugehen. Es liegen keine konkreten Hinweise auf Gefährdungen kerntechnischer Anlagen in Deutschland vor.

Darüber hinaus kann nach den Maßstäben der praktischen Vernunft ausgeschlossen werden, dass ein derartiger Angriff erfolgreich durchgeführt werden könnte. Unmittelbar nach dem 11. September 2001 wurde seitens des Staates eine Vielzahl aktiver und passiver Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit im Flugverkehr ergriffen bzw. realisiert, die eine Flugzeugentführung und die Nutzung eines entführten Flugzeugs für einen terroristischen Angriff verhindern sollen.

Der Schutz der Bevölkerung vor terroristischen Angriffen insbesondere aus der Luft ist kein spezielles Problem der Kerntechnik, sondern ein Grundsatzproblem, das die gesamte Infrastruktur der modernen Industriegesellschaft betrifft. Da einer terroristischen Bedrohung nicht vorrangig durch technische Schutzmaßnahmen an theoretisch gefährdeten Einrichtungen begegnet werden kann, bedingt dies ein bundeseinheitliches und gesamtstaatliches Konzept. Dieses Konzept ist in seinen wesentlichen Zügen bereits umgesetzt worden. So wurde die polizeiliche und nachrichtendienstliche Aufklärung im Vorfeld verstärkt, die Flugsicherheit unter Terrorgesichtspunkten erhöht und die Gefahrenabwehr im Luftraum umfassend geregelt. Konkret wurden dabei folgende Maßnahmen ergriffen bzw. umgesetzt:

- Gegen die Gefahr eines gezielten terroristischen Flugzeugabsturzes wurde das gestaffelte Sicherheitssystem weiter verbessert. Die Verbesserungen dienen in ihrem Zusammenwirken, vereinfacht gesagt, dem Ziel, zu verhindern, dass Verkehrsflugzeuge als Waffen für Anschläge missbraucht werden können. Das Sicherheitssystem umfasst u. a. ein System verschärfter Flughafenkontrollen, das auch die lückenlosen Kontrolle der Fluggäste, des Reise- und Handgepäckes, die Kontrolle des Personals der Flughäfen und der Luftverkehrsgesellschaften, insbesondere beim Zutritt zu sensiblen Bereichen, enthält. Hinzu kommen des Weiteren ein System verschärfter Überwachung des Flugpersonals und der Flugausbildungseinrichtungen mit einer lückenlose Kontrolle der Besatzungen der Flugzeuge und einer Intensivierung der Zuverlässigkeitsüberprüfungen im Luftverkehr sowie in der Ausbildung, außerdem erweiterte Eigensicherungsmaßnahmen der Flughäfen und Luftverkehrsgesellschaften, der Einsatz von bewaffneten Flugsicherheitsbegleitern (Sky Marshals) sowie die Sicherung der Pilotenkanzeln durch die Verwendung von verschließbaren und schusssicheren Cockpittüren.
- Zur Erhöhung der Flugsicherheit wurden außerdem auch in der Luftraumüberwachung tiefgreifende Verbesserungen vorgenommen. Im Mittelpunkt dieser Verbesserungen steht das zur Überwachung des deutschen Luftraums eingerichtete neue Nationale Lage- und Führungszentrum - Sicherheit im Luftraum (NLFZ), das seit dem 01.10.2003 im Einsatz ist. Hierin sind die Bereiche Luftsicherheit, Innere Sicherheit und Luftverteidigung integriert, um bei Gefahrenlagen im Luftraum schnell und verantwortlich reagieren zu können.
- Durch die Einrichtung bzw. Erweiterung von Flugbeschränkungszonen im Bereich von Kernkraftwerken wird im Zusammenspiel mit weiteren Maßnahmen, die aufgrund ihres vertraulichen Charakters an dieser Stelle nicht näher erläutert werden können, die Bedrohungssituation infolge eines gezielten Flugzeugabsturzes reduziert.
- Die Flugsicherheit wird auch durch das Luftsicherheitsgesetz (LuftSiG), das ganz wesentlich dem Schutz vor Angriffen auf den Luftverkehr dient, mit den darin festgelegten erweiterten Kompetenzen der Bundeswehr erhöht. Das Luftsicherheitsgesetz regelt u. a. verbindlich das Eingreifen der Luftstreitkräfte im Rahmen von gestaffelten Interventionsmaßnahmen, beispielsweise wird den Luftstreitkräften in § 14 Abs. 1 LuftSiG die Befugnis eingeräumt, zur Verhinde-

zung des Eintritts eines besonders schweren Unglücksfalls im Luftraum Luftfahrzeuge abzu-
drängen und zur Landung zu zwingen. Die Abschussermächtigung des § 14 Abs. 3 LuftSiG
wurde durch Urteil des Bundesverfassungsgerichts für nichtig erklärt.

Damit sind im Sinne des Grundsatzes der bestmöglichen Gefahrenabwehr und Risikovorsorge ef-
fektive Schutzmaßnahmen gegen einen gezielten terroristischen Flugzeugangriff auf ein Kernkraft-
werk getroffen, die bereits im Vorfeld dafür sorgen, dass ein solcher quasi ausgeschlossen ist.

Die Wirksamkeit der Verhinderung einer Flugzeugentführung durch Terroristen und deren mögliche
Folgen hängen, wie oben ausgeführt, im Wesentlichen vom Umfang staatlicher Gegenmaßnahmen
ab. Die Klärung und Bewertung von übergeordneten Risiken erfolgt durch die Bundesbehörden.
Das derzeitige Ergebnis ist, dass in Deutschland kein Anlass gegeben ist, bestehende Industriean-
lagen oder Infrastruktureinrichtungen über das bestehende Maß hinaus gegen terroristische Flug-
zeugabstürze gesondert anlagenpezifisch zu schützen.

Gleichwohl sind bei den Kernkraftwerken anlagenbezogene Maßnahmen eingeleitet bzw. beantragt
worden, die auf dem in der Vorbemerkung, auf die verwiesen wird, hohen Grundschutz der Kern-
kraftwerke aufbauen. Für den Standort des KKW haben diese den folgenden Stand erreicht:

Am Standort des KKW wurden nach dem 11. September 2001 folgende Maßnahmen realisiert:

- Zur Bekämpfung großflächiger Kerosinbrände bei einem unterstellten Flugzeugabsturz wurde
die Werksfeuerwehr mit Schaumlöscheinrichtungen und entsprechendem Löschmittel ausge-
rüstet.
- Ferner wurden zwei Schaumlöschfahrzeuge mit einem sehr großen Schaummittelvorrat be-
schafft. Damit entsprechen die Löschfahrzeuge den nach dem 11. September 2001 entwickel-
ten Empfehlungen der GRS.

Für besondere Situationen, wie im Falle von Einwirkungen Dritter oder im Falle externer Einwirkun-
gen, wie eines Flugzeugabsturzes, ist in den Betriebsvorschriften u. a. festgelegt, die Anlage in den
für die Beherrschung der besonderen Situation günstigeren Zustand zu überführen. Hierzu gehören
u. a. Maßnahmen wie die Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung und eine Besetzung der
Notsteuerstelle.

Nachdem die aus dem für alle Kernkraftwerke in Deutschland beim Kernkraftwerk Grohnde durch-
geführten Pilotvorhaben gewonnenen Erkenntnisse vorlagen, stellte die E.ON Kernkraft GmbH im
Dezember 2007 für das KKW einen Antrag zur Verbesserung des Schutzes des KKW gegen einen
postulierten gezielten Flugzeugabsturz auf der Grundlage der Bestimmungen über das atomrechtli-
che Genehmigungsverfahren gemäß § 7 Atomgesetz, der folgende Maßnahmen umfassen soll:

- die Einrichtung einer Kommunikations- und Alarmierungstrecke zum Nationalen Lage- und Füh-
rungszentrum,
- die Einrichtung von Dispenseranlagen zur Schaffung eines Tarnschutzes durch Vernebelung,
- die Einbindung des Tarnschutzes einschließlich seiner Auslöseeinrichtungen in die Elektro- und
Leittechnik des Kraftwerkes.

Das Tarnschutzsystem soll bundeseinheitlich nach dem Pilotverfahren am Standort Grohnde (Nie-
dersachsen) errichtet werden. Es soll ein Glied in der Kette von verschiedenen, vor allen Dingen
staatlichen Maßnahmen darstellen, die insgesamt eine signifikante Reduzierung des Risikos und
der Auswirkungen eines terroristischen Angriffs mit einem großen Verkehrsflugzeug bewirken. Im
Falle eines solchen Angriffs soll das Tarnschutzsystem durch die Ausbringung von künstlichem
Nebel einen Tarnschirm um die sensitiven Gebäude des KKW legen und dadurch den gezielten
Sichtanflug verhindern.

Mit den oben beschriebenen anlagenbezogenen Maßnahmen können die Erfolgsaussichten eines
gezielten Angriffs mittels eines Verkehrsflugzeugs weiter spürbar reduziert werden bzw. die Aus-
wirkungen eines Flugzeugabsturzes begrenzt werden.

Zu 8:

Die Maßnahmen zur Verbesserung des Schutzes gegen einen terroristischen Flugzeugabsturz wurden in der Antwort auf Frage 6 erläutert.

Die für kerntechnische Anlagen zu unterstellenden Szenarien im Zusammenhang mit anderen Terrorangriffen wurden zwischen BMU, den atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden, den Innenbehörden des Bundes und der Länder, dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), den Sicherheitsbehörden des Bundes sowie Sicherungsexperten abgestimmt und basieren auf den aktuellen Erkenntnissen. Diese sogenannten „Lastannahmen“ werden nicht veröffentlicht, um den Schutz der Anlagen nicht zu gefährden. Sie sind Grundlage der Sicherungs- und Schutzmaßnahmen bei den kerntechnischen Anlagen.

Zu 9:

Nach Auskunft des Bundesumweltministeriums wird die permanente oder temporäre Störung von GPS-Signalen im Bereich von Kernkraftwerksstandorten gegenwärtig nicht weiterverfolgt.

Zu 10:

Erkenntnisse über durchgeführte oder geplante Sabotageaktionen im KKK sind nicht bekannt.

Zu 11, 12 und 15:

Die zu unterstellenden Elemente möglicher Szenarien für die Sicherung von Kernkraftwerken in Deutschland sind zwischen den maßgeblichen atomrechtlichen Behörden und den Sicherheitsbehörden abgestimmt. Sie bilden die Grundlage für alle Maßnahmen der Sicherung von Kernkraftwerken und beinhalten auch - wie in Schweden - die Zugangskontrollsysteme.

Eine Darstellung dieser Konzepte sowie der baulich-technischen, personellen und organisatorischen Maßnahmen im Einzelnen verbietet sich aufgrund der Schutzbedürftigkeit der Anlagen. Deswegen kann über die Zutrittskontrollsysteme und die sonstigen Sicherungsmaßnahmen in deutschen Kernkraftwerken keine weitere Auskunft gegeben werden.

Zu 13:

Die Regelungen für die Zutrittskontrolle gelten gleichermaßen für Betriebs- und Revisionszeiten.

Zu 14:

Ein Eindringen von Unbefugten über den privaten Yachthafen in den äußeren Sicherungsbereich des KKK ist bisher nicht erfolgt.

Zu 16:

Das im Kernkraftwerk Grohnde durchgeführte Pilotprojekt zur Errichtung eines Tarnschutzsystems ist abgeschlossen und das System befindet sich in Betriebsbereitschaft.

Für das KKK wurde durch den Betreiber ein entsprechender Genehmigungsantrag zur Errichtung und Inbetriebnahme des Tarnschutzsystems im Jahr 2007 gestellt. Die Antragsunterlagen befinden sich in der Begutachtung. Der Abschluss des Genehmigungsverfahrens ist voraussichtlich noch im Jahr 2009 möglich.

Die Betreiber des Kernkraftwerks Emsland haben im Januar 2009 einen Antrag auf Errichtung und Inbetriebnahme des Tarnschutzsystems gestellt.

Zu II:

Vorbemerkungen zum Fragenkomplex Hochwasser

Darstellung des Hochwasserschutzes des Kernkraftwerkes Unterweser

Das KKW liegt an einem Tidefluss, der Weser. Daher sind gemäß KTA 2207 Vorkehrungen zum Hochwasserschutz zu treffen. Der Hochwasserschutz des KKW besteht aus folgenden Barrieren:

1. Der Landesschutzdeich, der jährlichen Setzungsmessungen unterzogen wird, um die Höhe des Deiches zu kontrollieren und ggf. Gegenmaßnahmen einleiten zu können.
2. Die Anlagensicherheitsgrenze, das heißt die Höhe über NN bis zu der das Eindringen von Wasser bei einer postulierten Überflutung des Kraftwerksgeländes durch passive Maßnahmen ausgeschlossen werden kann. Sie ist so hoch angeordnet, dass ein Wasserstand auf dem Kraftwerksgelände, der oberhalb dieser Anlagensicherheitsgrenze liegt, ausgeschlossen werden kann. Die Gebäude, in denen sich sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen zum Abfahren der Anlage, zur Abfuhr der Nachzerfallswärmeleistung sowie zur Stromversorgung und Steuerung der vorstehend genannten Einrichtungen befinden, sind bis zur Anlagensicherheitsgrenze gegen eindringendes Wasser durch passive Einrichtungen geschützt.
3. Weitere betriebliche Gebäude werden über aktiv einzuleitende Maßnahmen, die bereits bei relativ niedrigen Wasserständen der Weser durchgeführt werden, geschützt. Hierzu zählt neben dem Schließen eines Fluttores auch das Öffnen von Türen an Gebäuden, damit diese bestimmungsgemäß geflutet werden können, um deren Aufschwimmen zu verhindern.

Entsprechend den Vorgaben des Betriebshandbuches wird das KKW bei einem Wasserstand in der Weser von NN + 6,00 m und der Prognose eines weiteren Anstieges abgefahren.

Dieses vorausgeschickt, werden die Fragen zum Thema Hochwasser wie folgt beantwortet:

Zu 1:

Ja.

Zu 2:

Auf der Basis der KTA 2207 wurde ein Bemessungshochwasser von NN + 7,06 m ermittelt.

Zu 3:

Die Berechnung erfolgte im Jahr 2004 durch das Franzius-Institut für Wasserbau und Küsteningenieurwesen der Universität Hannover.

Zu 4:

Ja.

Zu 5:

Die PSÜ von 2001 wurde termingerecht im Oktober 2001 vorgelegt. Die Erstellung der PSÜ 2001 erfolgte auf der Basis von zum damaligen Zeitpunkt vorliegenden Untersuchungen zum Hochwasserschutz und zur Deichsicherheit. Im Jahre 2007 wurde die PSÜ als Revision A ergänzend vorgelegt, um diese an den auch bei der Begutachtung zugrunde gelegten Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen. Dabei wurden die Ergebnisse der Untersuchungen gemäß den Antworten auf die vorstehenden Fragen 1 bis 4, auf die an dieser Stelle verwiesen wird, zugrunde gelegt.

Zu 6:

Hierzu wird auf die Antwort zur Frage 2 verwiesen.

Zu 7:

Entfällt.

Zu 8:

Probabilistische Betrachtungen zum Hochwasserschutz wurden bereits durch die Ermittlung eines Bemessungshochwassers mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr gemäß KTA 2207 durchgeführt. Weiterhin wurde im Rahmen der PSÜ 2001 unter konservativen Randbedingungen eine PSA für den Hochwasserschutz durchgeführt.

Zu 9:

Das Forschungsvorhaben MUSE befasste sich mit modellgestützten Untersuchungen zu Sturmfluten mit sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeiten. Im Forschungsprojekt MUSE hat das Bundesamt für Seeschifffahrt und Hydrographie gemeinsam mit dem Deutschen Wetterdienst und der Universität Siegen extreme Nordsee-Sturmfluten simuliert. Die Wissenschaftler kamen zu dem Ergebnis, dass im extremen Fall die bisher aufgetretene Sturmflut (1976 mit z. B. NN + 5,10 m in Cuxhaven) um maximal 1,50 m überschritten würde (Eintrittswahrscheinlichkeit kleiner als 10^{-4} pro Jahr). Für diese Wasserstände wären keine zusätzlichen Küstenschutzmaßnahmen erforderlich. Ein im Rahmen der Begutachtung der PSÜ vorgenommener Vergleich des dort ermittelten Bemessungshochwassers mit den Ergebnissen aus dem Forschungsvorhaben MUSE bestätigt den vom Franzius-Institut ermittelten Wert, das heißt, für das KKKU waren keine Konsequenzen zu ziehen.

Zu 10:

Die erforderliche Deichhöhe wurde Anfang der 1970er-Jahre nach den damals gültigen Regeln vom NLWKN bzw. dessen Vorgängerorganisation festgelegt. Die Deiche wurden mit einem Sicherheitszuschlag von ca. 1,00 m zur festgelegten Deichhöhe errichtet. Die Gültigkeit der damaligen Auslegung wurde auf Basis der KTA 2207 überprüft. Gemäß KTA 2207 sind für Kraftwerksstandorte an Tideflüssen wie der Weser im Bereich des KKKU zur Ermittlung des Bemessungswasserstandes ein Sturmflutwasserstand mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ anzusetzen und Einflussgrößen wie Wellenauflauf darauf zu prüfen, inwieweit sie in Betracht zu ziehen sind. Die Standsicherheit des Deiches und des Kühlwasserpumpenbauwerkes wurde bei dem so ermittelten Bemessungshochwasser von NN + 7,06 m nachgewiesen. Der dabei auftretende Wellenauflauf kann bis zu 0,75 m betragen, was zu einem Wellenüberlauf führt, der nur 2 % des Grenzwertes entspricht, ab dem Deichschäden auftreten können.

Zu 11:

Der mit Antwort zur Frage 10 genannte Wellenauflauf wurde im Jahr 2004 vom Franzius-Institut für Wasserbau und Küsteningenieurwesen der Universität Hannover ermittelt.

Zu 12:

Die erforderliche Deichhöhe wurde auf Basis der Vorgaben des NLWKN bzw. dessen Vorgängerorganisation der Genehmigung des KKKU mit einem Wert von NN + 7,10 m zu Grunde gelegt.

Zu 13:

Das KKKU liegt im Schutz der gewidmeten Hauptdeichlinie. In den letzten Jahren wurden keine Maßnahmen zur Verbesserung des Hauptdeiches durchgeführt, da hierfür die Notwendigkeit nicht gegeben war.

Zu 14:

Nein. Sollte sich aufgrund der regelmäßigen Überprüfungen zukünftig ein Handlungsbedarf ergeben, wird dieser durch den zuständigen Deichverband mit finanzieller Unterstützung des Landes umgesetzt.

Zu 15:

Bei Einwirkungen von außen - auch EVA-Ereignisse genannt -, zu denen auch Hochwasserereignisse und extreme Witterungsbedingungen gehören, wird wie bei allen anderen zu postulierenden Ereignissen immer der gleichzeitige Ausfall der externen Stromversorgung und damit konservativ das Eintreten des Notstromfalls unterstellt. Auf dieser Basis erfolgen dann die Nachweise, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt und gehalten werden kann.

Zu 16:

Das KKW wurde auf einer aufgeschütteten Fläche, auch Warft genannt, errichtet. Ebenso sind alle Zufahrtstraßen auf erhöhten Flächen errichtet. Daher ist nicht von einer länger andauernden Überflutung des Kraftwerksgeländes unterhalb der Anlagensicherheitsgrenze auszugehen, sollte entgegen aller Vorkehrungen doch das postulierte Ereignis eines Deichbruches auftreten.

Zu 17:

Als permanenter Hochwasserschutz sind im KKW der Schutzdeich, für den die Standsicherheit beim gemäß KTA 2207 zu unterstellenden Hochwasser nachgewiesen wurde, der jährlich begangen wird und dessen Setzungen jährlich gemessen werden, und die Anlagensicherheitsgrenze, die so hoch angeordnet ist, dass sie bei einer Geländeüberflutung nach dem extrem unwahrscheinlichen Fall eines Deichbruchs nicht erreicht wird, vorhanden. Alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind in Gebäuden untergebracht, deren Zugänge und Öffnungen oberhalb der Anlagensicherheitsgrenze liegen. Unterhalb der Anlagensicherheitsgrenze sind die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude wasserdicht abgeschottet.

Temporäre Hochwasserschutzmaßnahmen, das heißt der Hochwasserschutz wird erst durch aktive Maßnahmen im Anforderungsfall wirksam, sind nur für rein betriebliche Einrichtungen vorgesehen. Dabei muss ein Hochwasserschutztor geschlossen und Türen müssen geöffnet werden, damit Gebäude bestimmungsgemäß geflutet werden können, um deren Aufschwimmen zu verhindern. Weiterhin wird unabhängig von den regelmäßig durchgeführten Prüfungen der ordnungsgemäße Zustand aller Hochwasserschutzanlagen bei einer drohenden Sturmflut geprüft. Entsprechende Kriterien zur Einleitung dieser Maßnahmen sind in den Betriebsunterlagen festgelegt.

Zu 18:

Der ordnungsgemäße Zustand der Schottungen wird jährlich durch visuelle Kontrollen überprüft (Sachverständigen-Beteiligung alle zwei Jahre). Die Flutungsschutztüren werden jährlich auf Leichtgängigkeit und Unversehrtheit durch Sichtprüfungen von der Betreiberin kontrolliert (Sachverständigen-Beteiligung alle zwei Jahre).

Zu 19:

Am 01.11.2006 kam es im Kühlwassereinlaufbauwerk zur Überflutung der Pumpenkammer, in der die nukleare Nebenkühlwasserpumpe VE 40 untergebracht ist. Der Wassereintritt in diese Pumpenkammer erfolgte über eine nicht genutzte Kabeldurchführung aus dem angrenzenden, bei dem anstehenden Wasserstand bestimmungsgemäß gefluteten Raum. Die unbenutzte Kabeldurchführung war mittels Metallplatten über einen Zuganker verschlossen, welcher in Folge von Korrosion und des auf die Abdeckplatten wirkenden statischen Wasserdrucks versagte. Die Abdeckplatte konnte sich dadurch lösen und einen Querschnitt von ca. 10 cm x 20 cm freigeben. Das Versagen der Abdeckung der Kabeldurchführung und die daraus resultierende Flutung der Nebenkühlwasserpumpenkammer VE 40 hatten keine Auswirkungen auf angrenzende Räume und Systeme. Bei dem Ereignis stand die auslegungsgemäß zur Störfallbeherrschung erforderliche Anzahl an Sicherheitseinrichtungen zur Verfügung.

Zu 20:

Die betroffene Pumpe befindet sich im Kühlwassereinlaufbauwerk in einem aufgrund der Redundanztrennung auslegungsgemäß wasserdicht abgeschotteten Raum. In diesem Raum sind neben der genannten Pumpe und der zugehörigen Absperrarmatur Komponenten zur Raumentwässerung und die E-Verteilung des Raumes untergebracht.

Zu 21:

Hierzu wird auf die Antwort zur Frage 19 verwiesen.

Zu 22:

Die unbenutzte Kabeldurchführung war mittels Metallplatten verschlossen. Die in Rede stehende unbenutzte Kabeldurchführung wurde nach dem Ereignis mittels verschweißten Blinddeckels verschlossen.

Zu 23:

Es wurden zwei vergleichbare Schottungen identifiziert. Eine dieser Schottungen befindet sich innerhalb der Pumpenkammer der Notstandsnebenkühlwasserpumpe, die für die seltenen Ereignisse Explosionsdruckwelle und Flugzeugabsturz vorgesehen ist, die andere innerhalb derselben Pumpenkammer wie die betroffene Schottung.

Zu 24:

Die GRS hat keine Bewertung zum Hochwasserschutz beim KKK im Auftrag des Bundesumweltministeriums vorgenommen. Richtig ist vielmehr, dass die GRS eine Auswertung einer Länderumfrage des Bundesumweltministeriums zum Hochwasserschutz deutscher Kernkraftwerke durchgeführt hat. Grund der Umfrage des Bundesumweltministeriums war ein wetterbedingtes Ereignis im französischen Kernkraftwerk Blayais im Dezember 1999. Als Ergebnis dieser generischen Nachprüfungen zum Hochwasserschutz wurde die kerntechnische Regel zum Hochwasserschutz, die KTA-Regel 2207, aktualisiert. Insbesondere wurde die Methodik zur Ermittlung des Bemessungshochwassers konkretisiert. Wie die Bundesregierung in ihrem aktuellen Bericht zur Vierten Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im April 2008, auf den wegen der Einzelheiten verwiesen wird, feststellt, soll die Neufassung der Regel bei allen künftigen Änderungsgenehmigungen angewandt werden, bei denen der Hochwasserschutz betroffen ist. Darüber hinaus soll sie als Bewertungsmaßstab für sicherheitstechnische Überprüfungen, zum Beispiel bei der nach dem Atomgesetz durchzuführenden Sicherheitsüberprüfung, herangezogen werden. So wurde auch beim KKK verfahren. Im Rahmen der letzten Sicherheitsüberprüfung wurden die fortgeschriebenen Maßstäbe zum Hochwasserschutz berücksichtigt. Wegen der Einzelheiten wird auf die Antworten zu den vorangehenden einschlägigen Fragen verwiesen.

Zu 25:

Wie zuvor ausgeführt gab es keine Bewertung der GRS speziell für das KKK; die erstellten generischen Studien sind seitdem nicht revidiert worden. Allerdings sind die Erfahrungen aus dem Ereignis in Blayais in die Überarbeitung des entsprechenden KTA-Regelwerks eingeflossen.

Zu 26:

Ja, die in der BMU-Studie beschriebenen grundsätzlichen Abläufe und Folgen einer Überflutung wären auch in einer probabilistischen Untersuchung gemäß dem aktuellen PSA-Leitfaden von 2005 zu betrachten.

Die probabilistische Untersuchung zum Hochwasserschutz im KKK basiert auf der BMU-Studie von 1997.

Zu 27 bis 29:

Beim Ereignis Notstromfall handelt es sich um eine Anlagentransiente, für deren Beherrschung das KKK ausgelegt ist. Der Zeitpunkt des Eintretens eines Notstromfalls ist unabhängig von den Maßnahmen zu dessen Beherrschung, da diese jederzeit wirksam sind.

Die Beherrschung erfolgt mit einem gestaffelten Sicherheitskonzept, das heißt bei Ausfall der externen Stromversorgung wird die Stromversorgung im ersten Schritt auf den zweiten Netzanschluss umgeschaltet. Sollte dieser ebenfalls nicht verfügbar sein, so ist eine Stromversorgung entweder durch die Notstromaggregate oder bei deren Nichtverfügbarkeit die Notstandsnotstromaggregate gegeben. Zusätzlich ist noch die Möglichkeit einer Drittnetzeinspeisung vorhanden.

Weiterhin gilt bei dieser Art von Ereignissen, dass vom Betriebspersonal keine direkten Handeingriffe zur Sicherstellung der Energieversorgung getätigt werden müssen, da die notwendigen Um- und Zuschaltungen automatisiert ablaufen. Die Anlage selbst stabilisiert sich ebenfalls automatisiert auf einem sicheren Anlagenzustand, wobei der Reaktor bei Ereigniseintritt sofort automatisch abgeschaltet wird.

Dieses gestaffelte Sicherheitskonzept mit mehreren Redundanzen, von denen jede für sich allein wirksam ist, zeigt, dass auch bei einem Ausfall der externen Stromversorgung die Sicherheit des KKK nicht gefährdet ist, da es sich beim Notstromfall um ein Ereignis handelt, das auslegungsgemäß beherrscht wird.

Aufgrund der vorstehend genannten Fakten ist die Notwendigkeit einer Änderung der externen Stromversorgung nicht gegeben.

Weiterhin hat die PSA gezeigt, dass das Sicherheitskonzept des KKV auch unter Berücksichtigung externer Ereignisse ausgewogen ist und die Häufigkeit von Gefährdungszuständen auf einem mit neueren Anlagen, z. B. Konvoi, vergleichbarem Niveau liegt.

Zusätzlich ist zu berücksichtigen, dass die Fragestellung einen Deichbruch postuliert. Jedoch konnte aufgrund der einleitend genannten Nachweise gezeigt werden, dass bei dem gemäß KTA 2207 (Fassung 11/04) zu unterstellenden Bemessungswasserstand nicht von einer Deichgefährdung oder gar einem Deichbruch auszugehen ist.

Zu 30:

Die Kraftstoffvorräte der Notstromaggregate sind gemäß KTA 3702 für mehrere Tage bemessen. Der in der KTA 3702 festgelegte Zeitraum, für den Kraftstoff bevorratet sein muss, ist somit um ein Vielfaches größer als der Zeitraum, für den bei einem per Postulat unterstelltem Deichbruch vom Anstehen eines bestimmten Hochwasserpegels ausgegangen werden müsste. Dies ergibt sich aus der Betrachtung, dass ein extremer Sturmflutwasserstand nur für eine Tide zu unterstellen ist. Aufgrund dieser Tatsachen ist keine Notwendigkeit zum Nachfüllen von Kraftstoff während eines Hochwasserereignisses gegeben.

Unabhängig von dieser Auslegung sind die Einfüllstutzen der Kraftstofftanks oberhalb der Anlagensicherheitsgrenze angeordnet.

Zu 31:

Von einer Geländeüberflutung bis zur Höhe der Anlagensicherheitsgrenze ist selbst unter ungünstigsten, nicht realistischen Randbedingungen (Postulat eines Deichbruchs direkt vor dem KKV) nicht auszugehen. Dieses wurde durch aktuelle Analysen, die auf der Berechnung des Bemessungshochwassers gemäß KTA 2207 (Fassung 11/04) aufbauen, bestätigt. Somit ist auch ein Versagen der Nachwärmeabfuhr aufgrund eines solchen Szenarios nicht zu unterstellen.

Zu 32:

Die in der PSA im Rahmen der PSÜ 2001 verwendeten Wahrscheinlichkeitsangaben basieren auf dem „Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer Sicherheitsanalyse für das Ereignis „Externe Überflutung““ (BMU 1998-497, Juni 1997). Es wurde die Häufigkeit für das Überschreiten eines Wasserstandes von NN + 7,11 m ermittelt.

Zu 33:

Die in der vorgenannten Frage angesprochenen Analysen wurden im Rahmen der Begutachtung der PSÜ 2001 bewertet. Es wurde festgestellt, dass die probabilistische Analyse für das auslösende Ereignis „externe Überflutung“ noch nicht an die aktuelleren Untersuchungen zum Hochwasserschutz mit Ermittlung der Sturmflutwasserstände auf der Grundlage der aktuellen KTA 2207, dem Nachweis des Hochwasserschutzes bei Deichbruch sowie der Bewertung des Schutzzustandes des Deiches angepasst ist. Aus diesem Grund hat sich die Betreiberin zur Überarbeitung dieses Teils der PSA nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik verpflichtet.

Die Ergebnisse der im Rahmen der Sicherheitsstatusanalyse durchgeführten Untersuchungen sowie der bisher vorliegenden probabilistischen Analysen lassen keinen für das Gesamtergebnis der PSA bestimmenden Beitrag durch das Ereignis Hochwasser erwarten. Insofern ist die endgültige Einbindung der aktualisierten Analyse in die Gesamt-PSA und deren Dokumentation im Rahmen der SÜ 2011 ausreichend.

Zu 34:

Aufgrund der vorliegenden Analysen ist bei einem gemäß KTA 2207 (Fassung 11/04) auftretenden Bemessungshochwasser kein Deichbruch zu unterstellen. Somit ist das Ereignis „Deichbruch mit Erreichen der Anlagensicherheitsgrenze“ ein Postulat, für das sich keine exakten Wahrscheinlichkeiten ermitteln lassen. In der PSA im Rahmen der SÜ wird für die Überschreitenswahrscheinlichkeit der Anlagensicherheitsgrenze ein Wert von $6,5 \times 10^{-7}/a$ abgeschätzt.

Zu 35:

Der Wert für die Überschreitenswahrscheinlichkeit der Anlagensicherheitsgrenze resultiert aus einer Untersuchung im Jahr 1997. Es wurden dafür ein Hochwasserstand von NN + 7,11 m und eine Deichbruchlänge von 220 m angesetzt.

Zu 36:

Aufgrund der einleitend genannten Nachweise wurde gezeigt, dass bei dem gemäß KTA 2207 (Fassung 11/04) zu unterstellenden Bemessungswasserstand nicht von einer Deichgefährdung oder gar einem Deichbruch auszugehen ist.

Wird jedoch ein Deichbruch postuliert, so würde ein Wasserstand auf dem Kraftwerksgelände, der die Anlagensicherheitsgrenze erreicht, erst bei einem extrem unrealistischen Deichbruchszenario unterstellt werden können. Die Deichbruchbreite würde dabei >200 m bis auf die Vorlandhöhe betragen. Der Deichbruch müsste in der vorstehend genannten Größenordnung schlagartig erfolgen. Deichbrüche dieser Größenordnung wurden auch bei in der Vergangenheit aufgetretenen Deichbruchereignissen, die bei weniger wehrhaften Deichen auftraten, nicht beobachtet und sind daher hypothetisch.

Zu 37:

Die in der Antwort zu Frage 36 genannten Analysen wurden im Jahr 2005 vom Forschungsinstitut Wasser und Umwelt der Universität Siegen durchgeführt. Eine ausreichende Hochwassersicherheit des KKKU wird durch die mit NN + 3,95 m berechnete, unterhalb der Anlagensicherheitsgrenze liegende maximale Überflutung des Anlagengeländes bestätigt.

Zu III:

Vorbemerkungen zum Alterungsmanagement

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit bat die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) um eine Stellungnahme zur Gewährleistung eines geeigneten bundeseinheitlichen Verfahrens zum Alterungsmanagement, in der anlagenübergreifende Konzepte zur Erfassung, zur Bewertung und zu den zu ergreifenden Maßnahmen empfohlen werden sollen.

Unter Alterungsmanagement ist entsprechend der aus diesem Auftrag resultierenden RSK-Empfehlungen vom 22.07.2004 zu verstehen, dass es die Gesamtheit aller vom Betreiber durchzuführenden organisatorischen und technischen Maßnahmen umfasst, mit denen die für die Sicherheit eines Kernkraftwerkes bedeutsamen Alterungsphänomene beherrscht werden. Die vorrangige Aufgabe des Alterungsmanagements ist es, mögliche Alterungsmechanismen zu erfassen und deren schädlichen Auswirkungen gezielt und wirksam vorzubeugen.

Wie von der RSK in ihren Empfehlungen ausgeführt wird, existieren bereits vielfältige Regelungen zur Gewährleistung der Qualität, deren Umsetzung im Rahmen entsprechender aufsichtlicher Aktivitäten überwacht wird. So werden zum Beispiel die Maßnahmen der Betreiber im Rahmen der Prüf-, Instandhaltungs- und Änderungsprogramme und der betrieblichen Überwachung, die das Kernstück des Alterungsmanagements in den Anlagen umfassen, sowohl durch die ständige Aufsicht als auch durch die PSÜ behördlich beurteilt.

Diese Aussagen gelten auch für das KKKU, da sich im KKKU die Anforderungen an die Qualität von sicherheitstechnisch relevanten Systemen aus den einschlägigen Regelwerken sowie detaillierten anlagenspezifischen Festlegungen ergeben. Grundsätzlich werden darin kontinuierliche Vorsorgemaßnahmen gefordert und im KKKU umgesetzt, die bereits mit der Anlageninbetriebnahme begannen. Eingeschlossen sind Anforderungen hinsichtlich redundanter Sicherheits- und Überwachungsmaßnahmen. Die Umsetzung dieser Anforderungen erfolgt im Weiteren durch Anwendung der jeweils aktuellen maßgebenden kerntechnischen Regelwerke.

Darüber hinaus haben die deutschen Energieversorgungsunternehmen bereits vor längerer Zeit damit begonnen, ein gemeinsames, einheitliches Konzept zum Alterungsmanagement zu erarbeiten. In dem hierzu ausgearbeiteten Bericht „Alterungsmanagement in deutschen Kernkraftwerken“

des Verbandes der Großkraftwerks-Betreiber (VGB), heute VGB Power Tech e. V., sind die sicherheitsrelevanten Alterungsmechanismen in Form einer Merkpostenliste zusammengestellt sowie die in den deutschen Anlagen praktizierten Maßnahmen zur Umsetzung des Alterungsmanagements sowohl hinsichtlich der sachlichen Bearbeitung als auch im Hinblick auf die Abwicklung im Aufsichtsverfahren genannt. Als Ergebnis wird zusammenfassend festgestellt, dass die Analyse lebensdauerbegrenzender Mechanismen und Maßnahmen zum Alterungsmanagement durch die Gesamtheit des in den Anlagen vorhandenen verbindlichen Reglements bereits abgedeckt ist.

Das positive Gesamtergebnis - die Gesamtheit der in den Anlagen durchgeführten Maßnahmen sind als Management des Alterns angemessen - steht auch im Einklang mit den Untersuchungen der GRS, deren Ergebnisse anlässlich des GRS-Fachgespräches am 10.11.1998 in Berlin vorgestellt wurden. Daran anknüpfend wurde das VGB-Konzept auf diversen RSK-Sitzungen vorgestellt sowie auf nationalen und internationalen Fachtagungen mehrfach publiziert. Auf der Basis der systematischen, vertieften Auswertung der Betriebserfahrungen deutscher Kernkraftwerke wird darin festgestellt, dass die physikalische Alterung aufgrund der in den Anlagen zwischenzeitlich erfolgten Änderungsmaßnahmen insgesamt gering ist. Dementsprechend wird auch das heute praktizierte Alterungsmanagement im KKU, das heißt die hierzu ergriffenen technischen und organisatorischen Maßnahmen, als zielführend und sachgerecht angesehen.

Dieses vorausgeschickt, werden die Fragen zum Alterungsmanagement und zu Brandgefahren wie folgt beantwortet:

Zu 1:

Im KKU sind seit Betriebsbeginn vielfältige Maßnahmen zur Erfassung von Alterungsmechanismen umgesetzt. Der Begriff des Alterungsmanagements hat sich seit den 1990er-Jahren im Zuge der Einführung von Managementsystemen entwickelt, ausgehend vom Qualitätsmanagement und im Hinblick auf die fortschreitende Betriebszeit der Kernkraftwerke. Derzeit erfolgt die Einführung dieses systematischen Ansatzes in den Kernkraftwerken, basierend auf den RSK-Empfehlungen vom 22.07.2004. Dies trifft auch auf das KKU zu.

Darüber hinaus hat das KKU einen Basisbericht „Alterungsmanagement im Kernkraftwerk Unterweser (KKU)“ erstellt, in welchem die Aspekte

- Grundzüge des Alterungsmanagements,
- Verfolgung des allgemeinen Kenntnisstandes,
- Alterungsmanagement mechanischer Komponenten,
- Alterungsmanagement elektro- und leitetechnischer Komponenten,
- Alterungsmanagement bautechnischer Strukturen,
- Alterungsmanagement bei Hilfs- und Betriebsstoffen

ausführlich dargelegt werden.

Unabhängig davon wurde eine weitere Konkretisierung der Anforderungen in den Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA-Regeln) eingeleitet, welche bei in Kraft setzen auch im KKU berücksichtigt wird.

Zu 2 und 3:

Unter Bezug auf die bereits einführend getroffenen Aussagen über die Regelungen zur Gewährleistung der Qualität und deren Umsetzung im Rahmen entsprechender aufsichtlicher Aktivitäten, verbunden mit den Anforderungen an die Qualität von sicherheitstechnisch relevanten Systemen gemäß der einschlägigen Regelwerke, ist zu den Fragen 2 und 3 auszuführen, dass grundsätzlich kontinuierliche Vorsorgemaßnahmen im KKU umgesetzt werden, die bereits mit der Anlageninbetriebnahme begannen. Wie bereits ausgeführt, werden auch die Maßnahmen der Betreiber im Rahmen der Prüf-, Instandhaltungs- und Änderungsprogramme und der betrieblichen Überwachung, die das Kernstück des Alterungsmanagements in den Anlagen umfassen, sowohl im Rahmen der ständigen atomrechtlichen Aufsicht als auch in den PSÜ behördlich beurteilt.

Dies bedeutet, dass die atomrechtliche Aufsichts- und Genehmigungsbehörde durch die spezifischen Festlegungen im Betriebshandbuch des KKV über alle in den atomrechtlich relevanten Systemen durchgeführten Änderungs-, Austausch-, Reparatur- und Instandhaltungsmaßnahmen stets eingebunden ist bzw. dass in sicherheitstechnisch wichtigen Bereichen vorgenommene Maßnahmen im Hinblick auf die Umsetzung durch die atomrechtliche Aufsichts- und Genehmigungsbehörde und die zugezogenen Sachverständigen begleitend kontrolliert werden. Durch die für das KKV festgelegten Regelungen sind sowohl eine regelmäßige als auch eine Ereignis bezogene Berichterstattung, zum Beispiel im Rahmen monatlicher Aufsichtsgespräche, die in Form von Besprechungsberichten dokumentiert werden, gegenüber der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde gewährleistet, die auch Ergebnisse des Alterungsmanagements beinhaltet. Zukünftig wird auch jährlich berichtet.

Insgesamt ist mit den im KKV bestehenden Maßnahmen und Regelungen das Alterungsmanagement im Sinne eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses eingeführt und unterliegt der internen sowie externen Überwachung.

Zu 4:

Wie bereits in der Beantwortung der Fragen zu 2 und 3 ausgeführt und auch in den einführenden Aussagen über die Regelungen zur Gewährleistung der Qualität und deren Umsetzung im Rahmen entsprechender aufsichtlicher Aktivitäten, verbunden mit den Anforderungen an die Qualität von sicherheitstechnisch relevanten Systemen gemäß der einschlägigen Regelwerke, dargelegt wird, ist die Analyse lebensdauerbegrenzender Mechanismen und Maßnahmen zum Alterungsmanagement durch die Gesamtheit des in den Anlagen vorhandenen verbindlichen Reglements bereits abgedeckt, sodass das heute praktizierte Alterungsmanagement im KKV, das heißt die hierzu ergriffenen technischen und organisatorischen Maßnahmen, als zielführend und sachgerecht angesehen werden und dass durch die für das KKV festgelegten Regelungen sowohl eine regelmäßige als auch eine Ereignis bezogene Berichterstattung gegenüber der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde gewährleistet sind.

Dies gilt auch für die Mittelspannungskabel. So wurden hoch beanspruchte Mittelspannungskabel der Eigenbedarfsversorgung (z. B. Einspeisekabel der Eigenbedarfsschienen) sowie befundabhängig Versorgungskabel einzelner Verbraucher ausgetauscht und durch neue VPE-Kabel (VPE = Polyäthylen (PE), welches in vernetztes PE umgewandelt ist) ersetzt. Darüber hinaus wurde ein Überwachungsprogramm für in der Anlage noch verbliebene PVC-Mittelspannungskabel (PVC = Polyvinylchlorid) implementiert und ein Messverfahren für die Basismessung zur Ermittlung des Ausgangszustandes neuer Kabel mit VPE-Isolierung angewendet.

Zu 5:

Die Analyse von brandbedingten Ereignissen als Teil der PSA ist gemäß PSA-Methodenband vorgeschrieben und somit Teil der PSÜ des Kernkraftwerkes entsprechend Atomgesetz.

Für das KKV wurde eine Analyse von Brandereignissen für die PSÜ 2001 durchgeführt. Es wurde die im PSA-Methodenband vorgeschlagene Methodik angewendet. Im Ergebnis ist festzustellen, dass keine Schwachpunkte in der Anlage gefunden wurden. Der Beitrag von Brandereignissen zum Ergebnis der PSA ist gering.

Die Vorgehensweise zur probabilistischen Brandanalyse (PBA) entspricht bezüglich ihres Umfangs und Inhalts den Vorgaben des zum Zeitpunkt der Erstellung der Analysen gültigen PSA-Leitfadens, das heißt der „von der GRS entwickelten Methodik“. Die Analyse bestätigt zudem die Wirksamkeit des Brandschutzkonzeptes sowie die Notwendigkeit des langfristigen Erhalts der anlagentechnischen Brandschutzmaßnahmen. Aus der PBA ergaben sich keine Hinweise für zusätzlich erforderliche brandschutz- oder sicherheitstechnische Maßnahmen.

Zu 6:

Als Brand wird ein Schadfeuer mit einer Lichterscheinung (Feuer, Flamme, Glut, Glimmen, Funken) verbundener Verbrennungs-, Sengen- oder Schmelzvorgang, der ohne einen bestimmungsgemäßen Herd entstanden ist oder ihn unkontrolliert verlassen hat und sich aus eigener Kraft auszubreiten vermag, definiert. Ferner werden hier auch Meldepflichtige Ereignisse, die mit der Meldung Rauch/Feuer verbunden waren, genannt.

„Inbetriebnahme“ wird als Übergabe der Kraftwerksanlage vom Hersteller an den Betreiber und deren vorherige Gesellschaften definiert.

Danach gab es bisher folgende vier Brandereignisse:

- a) Brand einer Kabeltrommel im Containment (Kontrollbereich),
- b) Ausfall des Notspeisewasser-Druckhalteventils RL05 S001 (nicht Teil des Kontrollbereichs),
- c) Brand an einer Wartungs- und Reinigungseinrichtung für Stellantriebe im Bereich der Mess- und Regelwerkstatt des Nebenanlagengebäudes (nicht Teil des Kontrollbereichs),
- d) Kurzschluss am Schalter CU23A zur Versorgung Notstromanlage gesicherter Bereich (nicht Teil des Kontrollbereichs).

Zu a: Die örtliche Feuerwehr wurde zur Unterstützung angefordert. Gemeinsam mit der Werkfeuerwehr wurde der Brand gelöscht. Das Brandereignis lag unterhalb der Meldeschwelle nach der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung und ist daher keiner Meldekategorie zugeordnet.

Zu b: Hier handelte es sich um ein Kurzschlussereignis, bei dem keine Brandbekämpfungsmaßnahmen angegeben wurden. Diese Meldung ist der Kategorie N zugeordnet.

Zu c: Der Brand wurde durch die Werkfeuerwehr gelöscht. Die vorsorglich alarmierte örtliche Feuerwehr kam dabei nicht mehr zum Einsatz. Das Brandereignis lag unterhalb der Meldeschwelle nach der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung und ist daher keiner Meldekategorie zugeordnet.

Zu d: Hier handelt es sich um ein Kurzschlussereignis, bei dem keine Brandbekämpfungsmaßnahmen angegeben wurden. Diese Meldung ist der Kategorie N zugeordnet.

Zu 7:

Bei den in der Antwort zu Frage 6 dargestellten Ereignissen zu a und c wurde die örtliche Feuerwehr angefordert. Bei dem Brandereignis zu a war der Kontrollbereich betroffen.

Zu 8 bis 24:

Vorbemerkungen zu Mittelspannungskabeln

Im KKK sind ca. 23 km Mittelspannungskabel eingesetzt. Davon sind ca. 2 km Mittelspannungskabel als sicherheitstechnisch relevant einzustufen, da hiermit Systeme und Komponenten versorgt werden, die Einfluss auf die nukleare Sicherheit haben. Mit den restlichen ca. 21 km Mittelspannungskabel werden betriebliche Systeme versorgt.

Ungeachtet dieser Unterteilung wurden auch Alterungsphänomene und Schäden an den betrieblichen Einrichtungen eingehend untersucht und auf Übertragbarkeit auch auf sicherheitstechnische Einrichtungen geprüft. Schäden an den betrieblichen Einrichtungen unterliegen grundsätzlich keiner Meldepflicht gemäß der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung.

Für die im KKK seit der Inbetriebsetzung eingesetzten Kabel und die bis zum Jahr 1991 nachgerüsteten Kabel wurde als Isoliermaterial PVC verwendet. Für Kabel, die seit dem Jahr 2005 ausgetauscht wurden, ist als Isoliermaterial VPE eingesetzt.

Zur Überwachung von Alterungsphänomenen sowie zur rechtzeitigen Entdeckung von sich entwickelnden Schäden werden die eingesetzten Kabel wiederkehrenden Prüfungen unterzogen. Hierzu wird an den PVC-Kabeln eine Isolationswiderstandsmessung inklusive Grenzwertbetrachtung und Trendverfolgung durchgeführt. Die VPE-Kabel werden bei der Inbetriebsetzung einer Hochspannungsprüfung entsprechend den gültigen elektrischen Bestimmungen unterzogen.

Derzeit gibt es für VPE-Kabel der zweiten Generation (seit 1986) auf dem Weltmarkt kein reproduzierbares, für wiederkehrende Prüfungen geeignetes, zuverlässiges Prüfverfahren an VPE-isolierten Kabeln. Das liegt u. a. daran, dass bei VPE-Kabeln der zweiten Generation bis zum heutigen Tag weltweit kein alterungsbedingter Kabelschaden bekannt ist (22 Jahre weltweiter Einsatz ohne alterungsbedingten Ausfall). Im KKK wurden in der Revision 2008 Forschungsmessungen an

drei ausgewählten Kabeln im Beisein des Sachverständigen durchgeführt, um die Entwicklung eines geeigneten Prüfverfahrens zu unterstützen (Grundlagenforschung). Sonstige nicht alterungsbedingte mögliche Fehler (zum Beispiel Fertigungsfehler) werden mit Hilfe der Hochspannungsprüfungen im Rahmen der jeweiligen Inbetriebnahme des Kabels erkannt.

Durch die bisher durchgeführten Prüfungen an PVC-Kabeln wurden im KKK keine Alterungsphänomene festgestellt. Jedoch ist durch diese Prüfverfahren im KKK sichergestellt, dass Alterungsphänomene rechtzeitig erkannt werden, bevor sie zu Schäden führen könnten.

Dieses vorausgeschickt, werden die Fragen zu Mittelspannungskabeln wie folgt beantwortet:

Zu 8:

Im KKK sind ca. 23 km Mittelspannungskabel eingesetzt. Alle sicherheitstechnisch relevanten Mittelspannungskabel sind in begehbaren Bereichen (Kabelkeller, Kabelkanäle und ähnlichen) verlegt. Von den Kabeln, über die betriebliche Einrichtungen versorgt werden, sind zwei 50-m-Kabel-Teilstrecken erdverlegt und somit nur indirekt zugänglich. Weiterhin sind die Kabelverbindungen des Drittnetzanschlusses erdverlegt und somit nur indirekt zugänglich.

Zu 9:

Als Isoliermaterial ist PVC (Kabel, welche seit der Inbetriebsetzung im KKK eingesetzt sind, bzw. Kabel, welche bis zum Jahr 1991 nachgerüstet wurden) und VPE (Kabel, welche seit dem Jahr 2005 ausgetauscht wurden) eingesetzt. Die noch eingesetzten PVC-isolierten Kabel werden im Beisein des Sachverständigen regelmäßig einer Prüfung unterzogen. Eine wiederkehrende Prüfung von VPE-isolierten Kabeln ist derzeit nicht notwendig. Wegen der Einzelheiten wird auf die Vorbemerkungen zu den Mittelspannungskabeln verwiesen.

Zu 10:

Zu den Mittelspannungskabeln des KKK sind bisher keinerlei Alterungsschäden bekannt geworden.

Zu 11:

Ein während der Revision 2005 detektierter Kabelschaden an einem Mittelspannungskabel war die Ursache für die Austauschaktion in der Revision 2005. Die Ursache für den Kabelschaden war ein Verarbeitungsfehler bei der Herstellung des Kabels. Alle typgleichen Kabel wurden vorsorglich bis Ende der Revision 2006 gegen neue VPE-isolierte Kabel ausgetauscht. Bei diesen Kabeln handelt es sich um Kabelverbindungen, über die betriebliche Einrichtungen versorgt werden.

Zu 12:

Aufgrund des Kabelschadens im Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB) (2004) und im KKK (2005) erfolgte in den Revisionen 2005 und 2006 eine 100-%-Prüfung aller Mittelspannungskabel. Aufgrund der erzielten Messergebnisse wurden weitere einzelne, noch voll funktionstüchtige Kabelverbindungen vorsorglich ausgetauscht.

Zu 13:

Die RSK hat für die Untersuchung der Mittelspannungskabel - in Abhängigkeit vom Isoliermaterial der Kabel (PVC bzw. VPE) - unterschiedliche Vorgehensweisen empfohlen.

Für die Überwachung des Alterungsverhaltens von Mittelspannungskabeln mit PVC-Isolierung sieht die RSK die Isolationswiderstandsmessung zur Zustandsbewertung - in Verbindung mit einer Trendverfolgung - als nach dem Stand von Wissenschaft und Technik geeignete und ausreichende Maßnahme an.

Isolationswiderstandsmessungen der Mittelspannungskabel mit PVC-Isolierung werden im KKK seit der Revision 2005 durchgeführt.

Für das KKK sind damit die Zustandsbewertung sowie die Trendverfolgung des Alterungsverhaltens dieser Kabel entsprechend der RSK-Empfehlung seit dem Jahr 2005 sichergestellt.

Die RSK hält es des Weiteren für erforderlich, Mittelspannungskabel mit PE/VPE-Isolierung in das Alterungsmanagement einzubinden. Die Diskussion zu Erfordernis, Art, Umfang und Realisierbar-

keit eines nach dem Stand von Wissenschaft und Technik geeigneten Verfahrens zur Zustandsüberwachung der Mittelspannungskabel mit VPE-Isolierung ist in der RSK derzeit noch nicht abgeschlossen. Nach Ansicht des RSK-Ausschusses „Elektrische Einrichtungen“ sollte der Anfangszustand der Kabel festgehalten und eine entsprechende Datenbasis geschaffen werden, z. B. durch Messungen des isothermen Relaxationsstromes. Wegen der Einzelheiten wird auf die Vorbemerkungen zu den Mittelspannungskabeln verwiesen.

Nach dem derzeitigen Erkenntnisstand zum Alterungsverhalten von Mittelspannungskabeln mit VPE-Isolierung der zweiten Generation (gefertigt nach dem Jahr 1985, im KKU ausschließlich eingesetzt) sind Wiederkehrende Prüfungen mit festen Prüfintervallen für diese Kabel nicht erforderlich und zurzeit nicht realisierbar.

Die Vorgaben des RSK-Ausschusses „Elektrische Einrichtungen“ zu Untersuchungen von Mittelspannungskabeln werden damit beim KKU erfüllt.

Zu 14 und 15:

Beginnend im Jahr 2005 wurden PVC-isolierte Kabel im KKU gegen neue VPE-isolierte Kabel ersetzt. Derzeitig läuft der systematische vorsorgliche Austausch aller sicherheitstechnisch wichtigen PVC-Kabel. Jährlich erfolgt der vorsorgliche Austausch von 25 % (eine Scheibe) dieser Kabel. Die sicherheitstechnisch wichtigen Kabel in den Scheiben 1 und 4 sind bereits getauscht. In der Revision 2009 erfolgt der Austausch in Scheibe 3 und in der Revision 2010 in Scheibe 2. Zusätzlich werden betriebliche Kabel durch neue Kabel ersetzt.

Zu 16:

Aufgrund des Kabelschadens im Kernkraftwerk Brunsbüttel (2004) und im KKU (2005) erfolgte in den Revisionen 2005 und 2006 eine 100-%-Prüfung aller Mittelspannungskabel. Aufgrund der erzielten Messergebnisse wurden weitere einzelne, noch voll funktionstüchtige Kabelverbindungen vorsorglich ausgetauscht.

Dieses Vorgehen entsprach den RSK-Vorgaben zur Zustandsbewertung und Trendverfolgung des Alterungsverhaltens von Mittelspannungskabeln.

Zu 17:

Im Sinne der Fragestellung werden unter Notstromkabeln nur diejenigen Mittelspannungskabel verstanden, welche bei Ausfall der externen Stromversorgung zum Betrieb der von den Notstromdieseln versorgten Komponenten notwendig sind.

Im Jahr 1992 wurde im Rahmen von Änderungsmaßnahmen (Kabelzieharbeiten) ein Mittelspannungskabel beschädigt. Das Kabel wurde durch ein neues Kabel ersetzt. Weitere Kabelschäden an sicherheitstechnisch wichtigen Mittelspannungskabeln sind nicht aufgetreten.

Zu 18:

Hier ist zu differenzieren. Alterungseffekte in den Notstromkabeln können nicht ausgeschlossen werden. Praktisch ausgeschlossen werden können aufgrund der getroffenen Vorsorge systematische Alterungsschäden in den Notstromkabeln.

Die im Jahr 2005 bei der Erstprüfung der 10-kV-Mittelspannungskabel mit PVC-Isolierung ermittelten Isolationswiderstandswerte lagen bei allen Notstromkabeln über dem für betriebssichere 10-kV-Kabel allgemein anerkannten Grenzisolationswiderstand. Unterschreitungen bzw. Werte im Bereich des Grenzisolationswiderstandes betrafen betriebliche Kabelstrecken, die daraufhin bereits im Jahr 2005 ausgetauscht wurden.

Die Prüfergebnisse für die in der Anlage verbliebenen Mittelspannungskabel geben keine Hinweise auf Alterungsschäden.

Die kontinuierliche Zustandsüberwachung dieser Kabel erfolgt entsprechend den Empfehlungen der RSK. Potentielle Alterungsprozesse können so erkannt und Gegenmaßnahmen getroffen werden.

Für Mittelspannungskabel mit VPE-Isolierung der zweiten Generation sind in der Fachwelt keine intrinsischen, aus sich heraus entstehende, Ausfälle bekannt. Die Entwicklung, Erprobung und Bewertung geeigneter Verfahren für die Zustandsüberwachung dieser Kabel erfolgt entsprechend der RSK-Empfehlung.

Zurzeit sind keine Alterungsschäden an Niederspannungskabeln im KKV bekannt. Aufgrund der für Niederspannungskabel - im Vergleich zu Mittelspannungskabeln - geringeren Belastung der Kabelisolierung durch dielektrische Verluste sowie der langjährigen positiven Betriebserfahrungen besteht kein Anlass für Untersuchungen der Niederspannungskabel im KKV. Redundanzübergreifende Alterungsphänomene an Niederspannungskabeln des KKV sind unter den gegebenen Einsatzbedingungen nicht anzunehmen.

Aus den Ergebnissen der durchgeführten Prüfungen und Bewertungen haben sich keine Hinweise auf Alterungsschäden an den Notstromkabeln des KKV ergeben.

Zu 19:

Die letzte Prüfung von sicherheitstechnisch wichtigen Kabeln erfolgte in der Revision 2008 im Beisein des Sachverständigen. Die Prüfungen ergaben keinerlei Befunde.

Zu 20:

Die Aufsichtsbehörde hat die Betreiberin des KKV im Jahr 2004 aufgefordert, die Übertragbarkeit des Ereignisses im Kernkraftwerk Brunsbüttel „Kurzschluss in der Kabelverbindung zur 10-kV-Eigenbedarfsschaltanlage“ zu überprüfen.

Basierend auf dem oben genannten Ereignis hat die GRS die Weiterleitungsnachricht 2005/11 erstellt.

Im Rahmen des Aufsichtsverfahrens war die Übertragbarkeit der in dieser Weiterleitungsnachricht enthaltenen Empfehlungen zum Alterungsmanagement von Mittelspannungskabeln auf das KKV zu untersuchen. Im Ergebnis dieser Übertragbarkeitsuntersuchungen wurden von der Aufsichtsbehörde sechs Maßgaben erteilt.

Fünf der sechs Maßgaben bezogen sich unmittelbar auf Belange des Alterungsmanagements. Sie betrafen

- die Isolationswiderstandsmessung an allen 10-kV-Verbrauchern in der Revision 2006 gemäß Prüfanweisung mit dem Ziel der Validierung der im Jahr 2005 ermittelten Messwerte und zur Erlangung einer Trendaussage,
- die Vorlage eines Konzeptes zur langfristigen Sicherstellung der Zuverlässigkeit von Mittelspannungskabeln mit PVC-Isolierung insbesondere hinsichtlich der festgestellten Fertigungsmängel und deutlich reduzierten Isolationswiderständen,
- die Überarbeitung der Prüfanweisung entsprechend Erörterungsstand,
- die Prüfung der Kabel der Notstromanlage BG,
- die Festlegung der Bezugstemperatur für Probanden aus dem Kabelkanal des Schaltanlagengebäudes im Hinblick auf die thermische Vorbeanspruchung.

Zu 21:

Entsprechend einer aufsichtsbehördlich zugestimmten Prüfanweisung werden im KKV alle 10-kV-Mittelspannungskabel mit PVC-Isolierung wiederkehrend geprüft.

Die Prüfung entsprechend dieser Prüfanweisung beinhaltet die Messung der Isolationswiderstände aller 10-kV-Mittelspannungskabel mit PVC-Isolierung und die Bewertung der Prüfergebnisse.

Zu 22:

Seit der Revision 2005 wurden in jeder Revision Wiederkehrende Prüfungen von Mittelspannungskabeln mit PVC-Isolierung durchgeführt (2005 und 2006 je 100 %, 2007 und 2008 je ca. 25 %). Der Prüfumfang erfasst alle im KKV vorhandenen Mittelspannungskabel mit PVC-Isolierung, das heißt

neben den entsprechenden Notstromkabeln auch alle derartigen betrieblichen Mittelspannungskabel.

Zu 23:

Wie bereits in der Vorbemerkung zum Fragenkomplex Mittelspannungskabel, auf die verwiesen wird, ausführlich dargestellt ist, wird an spannungsfrei geschalteten Kabeln der Isolationswiderstand der einzelnen Leiter eines Kabels gegen die Leiterabschirmung gemessen und bewertet.

Zu 24:

Alle noch im KKV vorhandenen PVC-isolierten Kabel werden bis zu deren Austausch regelmäßig geprüft. Die Prüfmethode wurden bereits im Zusammenhang mit den Antworten zu den vorhergehenden Fragen ausführlich dargestellt. Wegen der Einzelheiten wird auf die Vorbemerkungen zu den Mittelspannungskabeln verwiesen.

Dies bedeutet, dass das derzeit für das KKV gültige Konzept der Wiederkehrenden Prüfungen die Messung und Bewertung von Isolationswiderständen der im KKV verlegten Mittelspannungskabel mit PVC-Isolierung beinhaltet. Wiederkehrende Prüfungen an Mittelspannungskabeln mit VPE-Isolierung sind derzeit nicht vorgesehen.

Das im KKV für Mittelspannungskabel wirksame Konzept der Wiederkehrenden Prüfungen entspricht den Empfehlungen der RSK. Die fortlaufenden Beratungen der RSK zu den Kabeln mit VPE-Isolierung werden im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens verfolgt. Die kontinuierliche Anpassung des Konzeptes der Wiederkehrenden Prüfungen an den Stand von Wissenschaft und Technik wird durch die staatliche Aufsicht sichergestellt.

Zu IV:

Zu 1:

Es wird davon ausgegangen, dass es sich bei der in der Anfrage und in der „aktuellen Studie zur Gefahr schwerer Unfälle und ihren möglichen Folgen (Becker & Neumann, Juni 2008)“, auf die sich die Große Anfrage in wesentlichen Punkten stützt, angesprochene Unterlage der OECD um den Bericht „Level 2 PSA METHODOLOGY AND SERVE ACCIDENT MANAGEMENT“, ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT (OECD), Paris, (OCDE/GD(97)198) handelt.

Bei dieser Unterlage der OECD handelt es sich entgegen der Angabe in der Anfrage nicht um eine Vergleichsstudie von Kernkraftwerken. Vielmehr handelt es sich dabei um einen Bericht zur Zusammenstellung der seinerzeit aktuellen Methoden der Probabilistischen Analysen der Stufe 2 (Level-2-PSA) und deren praktischer Anwendung. Außerdem sollte der Bericht der Überprüfung dienen, wie die Level-2-PSA Programme zum Anlageninternen Notfallschutz unterstützen kann, z. B. in der Entwicklung, Einführung, Schulung und Optimierung von derartigen Strategien und Maßnahmen. Der Anwendungsbereich der PSA-Methoden ist in der Antwort zum Fragenkomplex V näher erläutert. Wegen der Einzelheiten wird darauf verwiesen.

In Deutschland wurde dieser OECD-Bericht als eine Grundlage bei der Aufstellung der methodischen Vorgaben für die Durchführung von PSA Level-2-Analysen für die Anwendung bei deutschen Kernkraftwerken herangezogen. Das Bundesumweltministerium und die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder haben diese Vorgaben im Länderausschuss für Atomkernenergie und dessen Unterausschüssen und Facharbeitskreisen unter Zuziehung des BfS und von Experten der Fachwelt beraten und sind übereingekommen, sie bundesweit anzuwenden.

Die Darstellung in der Anfrage, die Sicherheitsbehälter aus Stahl, wie sie auch bei den Kernkraftwerken in Deutschland verwirklicht sind, würden schlechter als solche aus Spannbeton abschneiden, ist, was die deutschen Anlagen angeht, unzutreffend. Die als Grundlage für die Anfrage offenbar herangezogene oben genannte Studie von Becker & Neumann, 2008, gibt den OECD-Bericht zu dieser Frage unvollständig wieder und lässt die tatsächlichen Gegebenheiten bei den Kernkraftwerken in Deutschland unberücksichtigt. So bleibt in der Studie Becker & Neumann, 2008, unerwähnt, dass den höheren Drücken und Belastungen des Sicherheitsbehälters, die bei der deut-

schen Referenzanlage im Sicherheitsbehälter theoretisch möglich wären, durch Maßnahmen zum Wasserstoffabbau im Sicherheitsbehälter und zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters wirksam begegnet werden kann. Das KKV verfügt, wie in der Fachwelt bekannt und aus den Berichten der Regierung der Bundesrepublik Deutschland zu den Überprüfungsstagen zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit seit vielen Jahren ersichtlich ist, über diese Einrichtungen.

Der Bericht war zur Zeit seiner Erstellung eine wichtige Quelle für die Aufstellung der Anforderungen an eine PSA Level-2. Darüber hinausgehende sicherheitstechnische Bedeutung hatte er aus den genannten Gründen nicht. Im Rahmen der im Jahr 2011 vorzulegenden Sicherheitsüberprüfung wird erstmals auch für das KKV eine Level-2-PSA durchgeführt werden.

Zu 2:

Die Wirksamkeit katalytischer Rekombinatoren unter Unfallbedingungen wurde durch eine Vielzahl von experimentellen Untersuchungen im internationalen Raum nachgewiesen. Im Ergebnis dieser Untersuchungen ist festzustellen, dass die Rekombinatoren sicherheitsgerichtet wirken, die Integrität der Sicherheitsbehälter durch das mögliche Auftreten kurzzeitig und lokal begrenzter brennbarer Gasgemische nicht gefährdet wird, die Sicherheitsbehälteratmosphäre nach ca. einem Tag nicht mehr zündfähig ist und mit dem Einsatz katalytischer Rekombinatoren eine weitere Risikominimierung erzielt wird. Diese Untersuchungsergebnisse führten im Jahr 1997 zu einer positiven Bewertung durch die RSK. Zusammenfassend kommt die RSK in ihrer Empfehlung vom 17.12.1997 zu der Aussage, dass mit dem Konzept der katalytischen Rekombinatoren zum Wasserstoffabbau eine weitere Risikominimierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen erzielt wird. Die RSK führt in ihrer Bewertung weiter aus, dass das Rekombinatoren-Konzept mit dem bestehenden Sicherheitskonzept für Anlagen mit Druckwasserreaktoren (DWR) verträglich ist und die Rekombinatoren ohne betriebliche Einschränkungen nachgerüstet werden können. Auf Basis der vorliegenden Erkenntnisse „empfiehlt die RSK, ein entsprechendes Rekombinator-Konzept in den Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor zu implementieren“. Weiter heißt es in der Empfehlung durch die RSK: „Aufgrund der Beratungen hält die RSK es nicht für zweckmäßig, für die bestehenden DWR-Anlagen das katalytische Rekombinator-Konzept durch weitere Maßnahmen zum Wasserstoffabbau bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen zu ergänzen.“

Ausgehend von dieser RSK-Empfehlung sind im KKV Rekombinatoren nachgerüstet worden, die in der Lage sind, Wasserstoffluftgemische vor dem Erreichen von zündfähigen Konzentrationen zu rekombinieren. Die Eignung sowie die Anordnung der Rekombinatoren wurden im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens nachgewiesen.

Die Diskussionen zum Einsatz von autokatalytischen Rekombinatoren, mit denen sich der Ausschuss „Anlagen- und Systemtechnik“ (AST) der RSK derzeit befasst, werden verfolgt und darauf bewertet, ob sich Erkenntnisse ergeben, die zur Aufhebung der Empfehlungen der RSK aus dem Jahr 1997 führen können bzw. Handlungsbedarf bezogen auf technische Realisierungen in Druckwasserreaktoren aufzeigen. Die bisherige Bewertung hat keine entsprechenden Erkenntnisse gebracht.

Zu 3 bis 8:

Vorbemerkungen zum Not- und Nachkühlsystem

Das KKV besitzt ein durchgängig viersträngig ausgeführtes Not- und Nachkühlsystem. Die Teilstränge des Systems sind durchgehend räumlich getrennt aufgebaut und erfüllen somit die Anforderungen aus den einschlägigen Regelwerken wie der KTA 3301 „Nachwärmeabfuhrsystem von Leichtwasserreaktoren“.

Das Not- und Nachkühlsystem ist so ausgelegt, dass ein breites Kühlmittelverlust-Spektrum vom großen bis zum kleinen Leck auslegungsgemäß beherrscht wird. Im Rahmen der periodisch durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen erfolgt ein vom Genehmigungsverfahren unabhängiger und zusätzlicher Nachweis, dass die Systeme die sicherheitstechnischen Anforderungen weiterhin erfüllen. Dabei erfolgt insbesondere eine Überprüfung und Bewertung auf den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik hin. Darin ist die Berücksichtigung von Versuchsergebnissen aus Experimentieranlagen (z. B. PKL, UPTF) eingeschlossen.

Dieses vorausgeschickt, werden die Fragen zum Not- und Nachkühlsystem wie folgt beantwortet:

Zu 3:

Es ist Aufgabe der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde Hessens, etwaige Schwachstellen des Kernkraftwerkes Biblis B zu bewerten. Dem Ministerium für Umwelt und Klimaschutz lägen außerdem die zur Bewertung erforderlichen Informationen nicht vor. Hierzu wird auch auf die Beantwortung der Frage 12 dieses Fragenkomplexes verwiesen.

Zu 4:

Die Teilstränge des Not- und Nachkühlsystems sind entsprechend der Anforderungen aus den einschlägigen Regelwerken durchgehend räumlich getrennt aufgebaut.

Zu 5:

Die Wirksamkeit der Kernnotkühlung ist für das KKK mit den vorhandenen Flutbehälterpaaren, deren Volumen geringer ist als bei Konvoianlagen, nachgewiesen.

Zu 6:

Ja.

Zu 7:

Das KKK verfügt über vier Druckspeicher, die größer sind als bei neueren Anlagen. Die Wirksamkeit der Kernnotkühlung wurde für das KKK damit entsprechend den Vorgaben des Regelwerkes und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik nachgewiesen.

Zu 8:

Versuchsergebnisse werden im Rahmen des Erfahrungsrückflusses durch den Anlagenbetreiber und den Sachverständigen ausgewertet und hinsichtlich Ihrer Übertragbarkeit auf die Anlage bewertet. Sollten sich dabei Hinweise auf signifikantes Verbesserungspotential der Anlage ergeben, werden entsprechende Nachrüstmaßnahmen durchgeführt.

Es liegen dem Ministerium für Umwelt und Klimaschutz keine Hinweise zu Siemens-Experimenten vor, die die Kernkühlung im KKK infrage stellen.

Zu 9 bis 11:

Vorbemerkungen zu Meldepflichtigen Ereignissen

Gemäß der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) ist der Betreiber verpflichtet, Ereignisse der Aufsichts- und Genehmigungsbehörde zu melden. Grundlage hierfür sind die in der Anlage 1 der AtSMV aufgeführten Meldekriterien.

Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz (früher: Umweltministerium) hat den Landtag auf der Grundlage der mit Schreiben vom 21.12.1988 getroffenen Festlegungen regelmäßig über die Jahresberichte über „Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland“ unterrichtet.

Darüber hinaus sind Vierteljahresberichte, bis einschließlich IV. Quartal 2008, übersandt worden.

Die im KKK aufgetretenen meldepflichtigen Ereignisse waren überwiegend von untergeordneter sicherheitstechnischer Bedeutung, da die in den Betriebsvorschriften geforderte Anzahl von sicherheitstechnischen Teilsystemen verfügbar war.

Zu den meldepflichtigen Ereignissen des KKK ist festzustellen, dass

- der weitaus größte Teil der Ereignisse keine Auswirkungen auf den Betrieb der Anlage hatte und
- die Sicherheit der Anlage bzw. das Betriebspersonal, die Umwelt oder Bevölkerung zu keinem Zeitpunkt unmittelbar gefährdet war.

Dieses vorangestellt, werden die Fragen 9 bis 11 wie folgt beantwortet.

Zu 9:

Als „ähnlich sicherheitsrelevant“ werden außer Brandschutzkomponenten alle Komponenten/Systeme angesehen, die der AtSMV unterliegen. Entsprechende Ereignisse, die Steuerungen betreffen, sind nachfolgend aufgeführt.

Jahr	Ereignis	von einem Fehler in der Steuerung betroffenes System/betroffene Komponente
2002	04	Kaltwassersystem/Gebäudeabschlussarmatur
2003	06	Notstandssystem/Start eines Notstandsnotstromdiesels (Fehlanregung Reaktorschutz)
2006	01	Notspeisewassersystem/Notspeisewasserpumpe
	08	Reaktorschutzsystem (Fehlanregung)
2007	02	Reaktorschutzsystem/Zeitbaugruppe
2007	03	Volumenregelsystem/Primärkreis- und Gebäudeabschlussarmatur
2007	04	Not- und Nachkühlsystem/Nachkühlregelventil

Zu 10:

Jahr	Ereignis	Notstromsystem/Ereignis
2000	05	Notstromsystem/Gleitentladungen an der Einspeisung NS-Umspanner
2001	02	Notstromdiesel/Kühlwasserleckage am Notstromdiesel
2001	08	Notstromsystem/Schaltversagen des Leistungsschalters 06FE22
2003	04	Notstromsystem/Kurzschluss am Schalter CU23A zur Versorgung Notstromanlage gesicherter Bereich
2003	06	Start eines Notstandsnotstromdiesels (Fehlanregung Reaktorschutz)
2006	04	Notstromdiesel/Kühlwasserleckage am Ladeluftkühler des Notstromdiesel
2008	03	Notstandnotstromdiesel/Abgasleckage
2008	05	Notstandnotstromdiesel/Störung nach dem Start

Zu 11:

Jahr	Ereignis	Ereignis
2002	04	Kaltwassersystem/Defekte Rangierverbindung
2007	04	Nachwärmekühler/Fehlerhafte Endschalterstellung

Zu 12:

Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz überprüft als atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde grundsätzlich alle qualifizierten Betriebserfahrungen und neue für die Sicherheit relevanten Erkenntnisse aus anderen Kernkraftwerken im In- und Ausland oder der Forschung und Entwicklung auf die Übertragbarkeit auf die seiner Aufsicht unterliegenden Kernkraftwerke in Niedersachsen. Wegen der Einzelheiten wird auf die Vorbemerkung zu dem Fragenkomplex V zur betrieblichen Sicherheit des AKW Esenshamm verwiesen.

Die für Biblis B von Dritten vorgetragene vermeintliche Sicherheitsdefizite werden dabei nicht einbezogen. Es ist die Aufgabe der Gerichte, die zwischen Dritten und zuständigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden streitigen Fragen zu entscheiden.

Es ist nicht Aufgabe des Ministeriums für Umwelt und Klimaschutz, Prognosen zu gerichtlichen Verfahren abzugeben. Im Übrigen liegen der Niedersächsischen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde aus den für den Austausch sicherheitsrelevanter Informationen etablierten Gremien und Informationssysteme des Bundes und der Länder keine Hinweise auf die in der Frage angesprochenen Punkte vor, zu denen eine Übertragbarkeitsprüfung für das KKKU angezeigt wäre. Vielmehr liegt der aktuelle Bericht der Bundesregierung zur Vierten Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im April 2008 vor, in dem die Bundesregierung als Ergebnis der Überprüfung der Sicherheit der in Deutschland vorhandenen Kernkraftwerke zusammenfassend feststellt, dass mit den Sicherheitsbewertungen bei Änderungsgenehmigungen, im Rahmen der behördlichen Aufsicht und mit den bisher durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen eine Überprüfung im Sinne des Übereinkommens erfolgt ist und auch zukünftig erfolgt und erforderliche Verbesserungsmaßnahmen durchgeführt wurden bzw. werden. Diese Bewertung der Bundesregierung gilt auch für das Kernkraftwerk Biblis B.

Vor diesem Hintergrund bleibt zunächst der Ausgang des Gerichtsverfahrens abzuwarten.

Zu V:

Vorbemerkungen zur betrieblichen Sicherheit

An die betriebliche Sicherheit der Kernkraftwerke sind strenge internationale und nationale Anforderungen gestellt. Die Bundesrepublik Deutschland hat sich als Vertragsstaat zur Einhaltung und Durchsetzung des multilateralen Übereinkommens über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety, INFCIRC/449), vom 17. Juni 1994, in Kraft seit 24. Oktober 1996, in Kraft für Deutschland seit 20. April 1997, verpflichtet. Für die betriebliche Sicherheit sind insbesondere die Artikel 6 „Vorhandene Kernanlagen“, 7 (2 iii) „Behördliche Aufsicht“, 10 „Vorrang der Sicherheit“, 11 (2) „Personal und Personalqualifikation“, 12 „Menschliche Faktoren“, 14 (ii) „Nachprüfung der Sicherheit“, 15 und 16 „Strahlenschutz und Notfallvorsorge“ sowie 19 „Betrieb“ des Übereinkommens von Bedeutung.

Überprüfung der Sicherheit der Kernanlagen

Jede Vertragspartei hat gemäß Artikel 6 geeignete Maßnahmen zu treffen, um sicherzustellen, dass die Sicherheit der vorhandenen Kernanlagen überprüft wird. Sollte es sich in diesem Zusammenhang als notwendig erweisen, stellt die Vertragspartei sicher, dass alle zumutbaren und praktisch möglichen Verbesserungen dringend vorgenommen werden, um die Sicherheit der Kernanlage zu erhöhen. Kann eine solche Verbesserung nicht erreicht werden, sollen Pläne durchgeführt werden, die Kernanlage so bald wie praktisch möglich abzuschalten. Die Regierung der Bundesrepublik Deutschland hat in ihrem Bericht für die Vierte Überprüfungstagung im April 2008 zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit zu der Überprüfung der Sicherheit der derzeit in Deutschland betriebenen Kernkraftwerksblöcke, zu denen auch das KKKU gehört, Folgendes festgestellt: Die Genehmigungen zum Betrieb wurden erteilt, nachdem der Nachweis erbracht war, dass mit Auslegung und Errichtung und mit den beantragten betrieblichen Regelungen die erforderliche Vorsorge gegen Schäden nach dem damals maßgeblichen Stand von Wissenschaft und Technik getroffen war. Diese Genehmigungsvoraussetzung gilt gleichermaßen für alle später erteilten Genehmigungen von wesentlichen Änderungen der Anlage oder ihrer Betriebsweise. Hierdurch erfolgte mit jeder wesentlichen Anlagenänderung im Rahmen des Gegenstandes des Änderungsverfahrens eine Überprüfung der Sicherheit und ggf. eine Anpassung an die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden. In der Vergangenheit sind in allen Kernkraftwerken während ihrer Betriebszeit zahlreiche Verbesserungen verwirklicht worden, insbesondere auch durch Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich. Damit wurden Sicherheits- und Risikovorsorge bei den Kernkraftwerken entsprechend dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik folgend weiterentwickelt. Im Rahmen des behördlichen Aufsichtsverfahrens wird die Sicherheit der Anlage fortlaufend überprüft, bei neuen Erkenntnissen auf die Notwendigkeit von Verbesserungen geprüft und damit die Anlagensicherheit ebenfalls fortentwickelt. In Ergänzung zur

kontinuierlichen Aufsicht werden PSÜ durchgeführt, die seit 2002 durch das Atomgesetz verbindlich vorgeschrieben sind. Zusammenfassend stellt die Bundesregierung in dem Bericht fest, dass mit den Sicherheitsbewertungen bei Änderungsgenehmigungen, im Rahmen der behördlichen Aufsicht und mit den bisher durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen eine Überprüfung im Sinne des Artikels 6 des Übereinkommens erfolgt ist und auch zukünftig erfolgt sowie erforderliche Verbesserungsmaßnahmen durchgeführt wurden bzw. werden. Dieses trifft auch für das KKK zu.

Sicherheitskonzept

Dabei liegt den deutschen Kernkraftwerken ein gestaffeltes Sicherheitskonzept mit vier Sicherheitsebenen zugrunde. In diesem Sicherheitskonzept sind den Anlagenzuständen in jeder Ebene technische Einrichtungen und Maßnahmen zur Verhinderung von Störungen und Störfällen und Maßnahmen zu deren Beherrschung bis hin zur Begrenzung der Auswirkungen von auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen zugeordnet. Die technischen Einrichtungen und Maßnahmen auf den verschiedenen Ebenen sollen unbeeinträchtigt vom Versagen oder Ausfall der vorgelagerten Ebene nicht aufgefangene Ereignisse abdecken. Damit soll die Integrität der hintereinander gestaffelten Barrieren gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Anlage oder in die Umgebung erhalten und so der Schutz vor ionisierender Strahlung beim Betrieb von Kernkraftwerken gewährleistet werden.

Die Funktionen der technischen Einrichtungen und Maßnahmen, bezogen auf die jeweiligen Vorsorgebereiche der Ebenen 1 „Normalbetrieb“ und 2 „Anomaler Betrieb“, sind darauf gerichtet, Störungen im Normalbetrieb vorzubeugen bzw. aufgetretene Störungen abzufangen, um einen Störfall in der Anlage zu verhindern.

In der 3. Sicherheitsebene, der „Störfallebene“, muss das Sicherheitssystem der Anlage ein abdeckendes Spektrum von Störfällen wirksam und zuverlässig beherrschen. Die Störfallplanungswerte der Strahlenschutzverordnung dürfen nicht überschritten werden.

In eine weitere 4. Sicherheitsebene, für die keine radiologischen Planungswerte gelten, sind Maßnahmen für den Fall des Eintretens von speziellen, sehr seltenen Ereignissen und hypothetisch anzunehmenden auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen eingeordnet.

Für die speziellen, sehr seltenen Ereignisse sind die Beanspruchungen für bestimmte Systeme und Komponenten zu begrenzen, die Abtragung vorgegebener Lasten vorzusehen und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand zu ermöglichen.

Bei auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen, die sich aus Störfällen mit zusätzlichen in der Auslegung nicht mehr zu berücksichtigenden Systemausfällen entwickeln können, sollen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dazu dienen, schwere Kernschäden zu verhindern bzw. radiologische Auswirkungen zu reduzieren.

Für extrem seltene, praktisch ausgeschlossene Zustände jenseits dieser anlageninternen Maßnahmen erfolgt eine anlagenexterne Notfallplanung, die den Katastrophenschutz und die Strahlenschutzvorsorge umfasst. Hierauf wird unten näher eingegangen.

Behördliche Aufsicht

Die Bundesregierung stellt in dem Bericht des Weiteren fest, dass sich das bestehende Instrumentarium der behördlichen Aufsicht zur behördlichen Prüfung und Beurteilung von Kernanlagen, um gemäß Artikel 7 (2 iii) feststellen zu können, ob die einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsvoraussetzungen eingehalten werden, bewährt hat.

Vorrang der Sicherheit

Das Übereinkommen über nukleare Sicherheit fordert mit Artikel 10, dass jede Vertragspartei geeignete Maßnahmen trifft, um sicherzustellen, dass alle mit Kernanlagen einschlägig befassten Organisationen Leitlinien entwickeln, die der nuklearen Sicherheit den gebotenen Vorrang einräumen. Der Bericht zur Vierten Überprüfungstagung stellt die Umsetzung dieser Anforderungen in Deutschland durch die vorhandenen regulatorischen Vorgaben, die Maßnahmen der Betreiber zur Umsetzung dieser Grundsätze in die Sicherheitspolitik und Weiterentwicklung der Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagementsysteme, deren behördliche Überprüfungen, die Umsetzung durch die Be-

hörde und die erreichten Fortschritte dar. Festzuhalten ist, dass die Zertifizierung nach der einschlägigen DIN EN ISO Norm durchgeführt wird und die Einführung moderner prozessorientierter Sicherheitsmanagementsysteme nach internationalen Anforderungen in allen Anlagen abgeschlossen werden wird. Das Sicherheitsmanagementsystem bedient sich verschiedener Instrumente. Dazu gehören zum Beispiel das Sicherheits-Bewertungssystem der VGB Power Tech e. V. (vormals „Technische Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber“), Audits, Managementinterviews wie auch die systematische Einführung und Nutzung von Sicherheitsindikatoren auf Basis des weltweit als Grundlage dienenden IAEA Dokuments TECDOC-1141 als ein weiteres internes Führungsinstrument. Für viele Kernkraftwerke wurde die Realisierung einer prozessorientierten und auf kontinuierliche Verbesserung ausgerichteten Organisation durch eine Zertifizierung nach DIN EN ISO 9001:2000 bereits bestätigt. Dieses gilt auch für das KKW. Die Aufsichtsbehörde informiert sich regelmäßig über die Durchführung und über die Ergebnisse der mit den Instrumenten der Selbstüberprüfungen des Betreibers vorgenommenen Bewertungen der Sicherheitskultur.

Personal und Personalqualifikation

Die Pflichten des Artikels 11 (2) umfassen insbesondere die Forderung nach Bereitstellung ausreichenden und geeigneten Personals mit entsprechender Ausbildung, Schulung und Wiederholungsschulung. Die Genehmigungsinhaber sind hier insbesondere in der Verantwortung, die Personalentwicklung und Personalqualifikation unter dem Einfluss des demographischen Wandels und des Generationenwechsels in den Kernkraftwerken anforderungsgerecht zu gewährleisten. Auf der Grundlage nationaler regulatorischer Vorgaben muss der Betreiber die Bereitstellung einer ausreichenden Anzahl von qualifiziertem Personal zum Betrieb seiner Anlage nachweisen. Die Aufsichtsbehörde informiert sich über langfristige Personalbestandsplanungen des Betreibers. Wesentliche Änderungen, die nachteiligen Einfluss auf den sicheren Betrieb haben können, unterliegen einer behördlichen Überprüfung. Dem Betreiber des KKW wurde anlässlich der letzten Überprüfungen im Rahmen von Änderungsgenehmigungen bescheinigt, die Personalauswahl sowie die Gestaltung der Schulung und Wiederholungsschulung mit der erforderlichen Sorgfalt zu betreiben.

Menschliche Faktoren

Nach Artikel 12 des Übereinkommens hat jede Vertragspartei geeignete Maßnahmen zu treffen, um sicherzustellen, dass die Fähigkeiten und Grenzen menschlichen Handelns während der gesamten Lebensdauer einer Kernanlage Berücksichtigung finden. Die Kernkraftwerke werden jeweils von einer zentralen Warte überwacht und bedient. Die Warte ist auf der Grundlage der nationalen regulatorischen Anforderungen mit allen hierzu erforderlichen Informations-, Betätigungs- und Kommunikationseinrichtungen für Normalbetrieb, Störungen und Störfälle ausgerüstet. Deutsche Kernkraftwerke sind in einem hohen Maße automatisiert. Dadurch wird das Personal von Routineaufgaben entlastet und kann sich auf die sicherheitstechnische Überwachung der Anlage konzentrieren. Das Sicherheitssystem ist so konzipiert, dass Störfälle in der Regel für mindestens 30 Minuten automatisch beherrscht werden, ohne dass Handeingriffe des Personals erforderlich werden, sodass dem Personal ausreichend Zeit für die Diagnose der Situation und das Einleiten von Maßnahmen zur Verfügung steht. In allen Kernkraftwerken wird das Personal hierbei durch rechnergestützte Informationssysteme unterstützt. In der Instandhaltung und bei wiederkehrenden Prüfungen sind umfangreiche technische Maßnahmen vorgesehen, um das Personal zu entlasten und damit abgesicherte Handlungen zu ermöglichen und Fehlhandlungen zu vermeiden oder deren Auswirkungen zu vermindern. Hierzu gehören fest installierte und verwechslungssichere Prüfeinrichtungen, Prüfrechner und Schaltungen im Reaktorschutzsystem, die sich bei Anforderungen des Reaktorschutzsystems automatisch aus der Prüfstellung wieder in die scharfe Überwachungsstellung zurückstellen. Unabhängig von diesen technischen Hilfen werden weitere Maßnahmen zur Verbesserung und noch sichereren Gestaltung der Mensch-Maschine-Schnittstelle vorgesehen. Hierzu gehören neben den seit längerem bekannten „Human-Factors-Programmen“ heute verbesserte und in der Arbeitswissenschaft anerkannte Methoden zur ganzheitlichen Ereignisanalyse des Gesamtsystems Mensch-Technik-Organisation (MTO) zur Erreichung einer verbesserten Sicherheit durch organisationales Lernen. Dabei sollen alle wesentlichen beitragenden Faktoren an einem unerwünschten Ergebnis und verbesserte Fehlervermeidungen ermittelt und erprobt werden. Die Aufsichtsbehörde begleitet diese Aufklärungsmaßnahmen des Betreibers und bringt ihre Sicherheitsinteressen ein.

Nachprüfung der Sicherheit

Alle 17 im Betrieb befindlichen Kernkraftwerke in Deutschland wurden, wie es der Artikel 14 (ii) fordert, bereits nachträglichen Überprüfungen der Sicherheit mit Hilfe deterministischer Sicherheitsstatusanalysen und PSA nach bundesweit anzuwendenden Leitfäden unterzogen. Als Ergebnis wird hierzu in dem Bericht der Bundesregierung zu der Vierten Überprüfungstagung zu dem Übereinkommen zur nuklearen Sicherheit festgehalten, dass auf der Basis der durchgeführten Analysen der Nachweis erbracht wurde, dass die deutschen Kernkraftwerke die zur Einhaltung der Schutzziele, die in den IAEA Standards als „fundamental safety functions“ bezeichnet werden, notwendigen sicherheitstechnischen Anforderungen voll erfüllen. Dieses gilt auch für das KKW. Die probabilistische Analyse ergibt für das KKW insgesamt ein hohes Sicherheitsniveau. Der Sicherheitsstandard dieses Kernkraftwerks erreicht damit ebenso gute Ergebnisse, wie sie von der IAEA für zukünftige neue Kernkraftwerke angegeben werden.

Für die betriebliche Sicherheit sind auch die Artikel 15 und 16 wichtig.

Strahlenschutz

Mit dem Artikel 15 wird gefordert, geeignete Maßnahmen zu treffen, um sicherzustellen, dass die von der Kernanlage ausgehende Strahlenbelastung für die Beschäftigten und die Öffentlichkeit in sämtlichen Betriebsphasen so gering wie vernünftigerweise erzielbar gehalten wird und dass niemand einer Strahlenbelastung ausgesetzt wird, die die innerstaatlich vorgeschriebenen Grenzwerte überschreitet.

Beruflich strahlenexponierte Personen

Die Erfahrungen im Betrieb der Kernkraftwerke zeigen nach dem Bericht der Bundesregierung zur Vierten Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit, dass die Kollektiv- und Individualdosen der Beschäftigten bis etwa zum Jahr 2000 deutlich zurückgegangen sind. Die Expositionen in Anlagen mit Druckwasserreaktor vom Typ Konvoi liegen hingegen auf einem gleich bleibend niedrigen Niveau. Dieses ist auf das Werkstoffkonzept dieser Anlagen zurückzuführen, das konsequent auf kobaldhaltige Werkstoffe in allen Komponenten des Primärkreislaufes verzichtet. Der Bericht zeigt für die älteren Baulinien einen sinkenden Trend der Kollektivdosis aufgrund von dort im Einzelnen dargestellten Verbesserungen zum Strahlenschutz und von Tätigkeiten, wie zum Beispiel durch den vermehrten Einsatz von Manipulatoren. In dem Bericht wird deutlich, dass in allen Anlagen der größte Anteil der Jahreskollektivdosis auf die Zeit der Anlagenrevision fällt. Bei den Anlagen der älteren Baulinien führt dann der Wechsel zwischen revisionsfreien Jahren und der Umsetzung von Nachrüstungen mit unvermeidlicher Personendosis zu deutlichen Unterschieden von Jahr zu Jahr. Überschreitungen zulässiger Personendosen waren danach nicht zu verzeichnen. Dieses gilt auch für das KKW.

Emissionen

Die Ableitung radioaktiver Stoffe ist mit den Betriebsgenehmigungen gestattet. Die mit den Genehmigungen festgesetzten höchstzulässigen Aktivitätsmengen und Aktivitätskonzentrationen sind so bemessen, dass unter Berücksichtigung der standortspezifischen Ausbreitungsbedingungen und Expositionspfade die aus den zugelassenen Ableitungen resultierende potentielle Strahlenexposition für Einzelpersonen der Bevölkerung die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung nicht überschreitet und unter der Beachtung des Minimierungsgebots des Strahlenschutzes unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und der Umstände des Einzelfalles auch unterhalb der Grenzen der Verordnung und der Genehmigung so gering wie möglich gehalten wird. Die jährlichen Ableitungen betragen, abgesehen von Tritium, nur wenige Prozent der festgelegten Grenzwerte. Dieses gilt auch für das KKW. Die Daten der Ableitungen radioaktiver Stoffe, einschließlich Tritium, werden in den jährlichen Berichten der Bundesregierung an den deutschen Bundestag über „Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung“ und ausführlicher in gleichnamigen Berichten des Bundesumweltministeriums bewertet und veröffentlicht.

Strahlenexposition der Bevölkerung

Die Bundesregierung veröffentlicht in dem o. g. jährlichen Bericht regelmäßig auch die Ergebnisse, die aus den genannten radioaktiven Ableitungen errechneten Strahlenexposition in der Umgebung der Anlagen. Die Ergebnisse zeigen regelmäßig, dass die Ableitungen über die Abluft aufgrund der

Maßnahmen der Anlagen im Betrieb, der Filterung und der geringen Anzahl von Brennelementdefekten nur zu Dosen im Bereich von wenigen $\mu\text{Sv}/\text{Jahr}$ führen und die einschlägigen gesetzlichen Grenzwerte von 0,3 mSv für die effektive Dosis sowie 0,9 mSv für die Schilddrüsendosis für die in den Rechenmodellen als höchstbelastete angenommenen Personengruppen nur zu einem sehr geringen Bruchteil ausgeschöpft werden. Diese Bewertungen treffen auch für das KKK zu.

Immissionen

Der Bericht der Bundesregierung zur Vierten Überprüfungstagung im April 2008 zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit weist aus, dass Immissionen, die aus Ableitungen mit der Fortluft resultieren, selbst bei Anwendung empfindlichster Analysemethoden in der Umgebung der Anlagen nicht festgestellt werden. Die Untersuchung der bodennahen Luft, des Niederschlages, des Bodens, des Bewuchses, der pflanzlichen und tierischen Nahrungsmittel zeigen danach, dass der Gehalt an langlebigen radioaktiven Stoffen wie Cäsium-137 und Strontium-90 sich nicht von an anderen Orten in Deutschland gemessenen Werten unterscheidet. Kurzlebige Nuklide, die aus den betrieblichen Ableitungen mit der Fortluft stammen könnten, werden ebenfalls nicht nachgewiesen.

Immissionen des Wasserpfades sind dem genannten Bericht zufolge in Einzelfällen nachweisbar. Vereinzelt werde Tritium in Proben gemessen, die direkt an Auslaufbauwerken genommen wurden. Die Nuklidgehalte anderer Spalt- und Aktivierungsprodukte unterschreiten in der Regel die für diese Analysen erforderlichen Nachweisgrenzen. Der Gehalt an langlebigen radioaktiven Stoffen wie Cäsium-137 und Strontium-90 unterscheidet sich auch hier nicht von den an anderen Orten in Deutschland gemessenen Werten. Auch in Sedimentproben liegen die mittleren Radionuklidgehalte unterhalb der geforderten Nachweisgrenzen. In wenigen direkt an den Auslaufbauwerken genommenen Proben kann Kobalt-60 in geringen Konzentrationen gefunden werden. In Fischen, Wasserpflanzen, Grund- und Trinkwasser wurden keine radioaktiven Stoffe gefunden, die dem Betrieb der Kernkraftwerke zuzuordnen sind. Die durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Wasser verursachte Erhöhung der Gehalte an Spalt- und Aktivierungsprodukten ist nach Feststellung der Bundesregierung aus radiologischer Sicht vernachlässigbar.

Dieses gilt auch für das KKK.

Notfallvorsorge

Die nukleare Notfallvorsorge umfasst die anlageninterne und anlagenexterne Planung und Vorsorge für Notfälle. Die anlageninterne Notfallplanung erfolgt durch technische und organisatorische Maßnahmen, die in den Kernkraftwerken zur Beherrschung eines Ereignisses oder zur Begrenzung seiner Auswirkungen ergriffen werden. Die anlagenexterne Notfallplanung umfasst Katastrophenschutz und Strahlenschutzvorsorge. Der Katastrophenschutz dient der unmittelbaren Gefahrenabwehr. Die Strahlenschutzvorsorge ist auf die Bewältigung von Schadenslagen durch einen vorsorgenden Schutz der Bevölkerung ausgerichtet und dient dem vorbeugenden Gesundheitsschutz. Die Bundesregierung hat in dem vorgenannten Bericht zur Vierten Überprüfungstagung die Erfüllung der internationalen Anforderungen in übersichtlicher Form zusammengestellt und Einzelheiten zu Aufgaben und Zuständigkeiten, den regulatorischen Grundlagen, den Notfallplänen und der Alarmierung, der Lagebeurteilung sowie der Maßnahmen innerhalb wie außerhalb der Anlage erläutert. Wegen der Einzelheiten wird auf diesen Bericht verwiesen. Die internationalen Anforderungen sind damit erfüllt. Dies gilt auch für das KKK.

Betrieb

Jede Vertragspartei des Übereinkommens über nukleare Sicherheit hat in regelmäßigen Überprüfungstagungen nachzuweisen, dass sie geeignete Maßnahmen zur Gewährleistung eines sicheren Betriebs der Kernanlagen nach den internationalen Anforderungen getroffen hat. Die Bundesregierung hat diese Nachweise aktuell mit dem Bericht zur Vierten Überprüfungstagung geführt.

Technische Grundlage der Erlaubnis für den Betriebsbeginn

Insbesondere wird darin aufgezeigt, dass die Erlaubnis für den Betriebsbeginn der bestehenden Kernkraftwerke auf den Ergebnissen einer Sicherheitsanalyse und deren detaillierter Begutachtung durch die von der zuständigen Behörde zugezogenen Sachverständigenorganisationen sowie einer begleitenden Kontrolle bei der Errichtung sowie den Ergebnissen eines umfassenden, von der Behörde gebilligten Inbetriebsetzungsprogramms basiert. Insbesondere wird nachgewiesen, dass die

zum Zeitpunkt der Erlaubnis bestehenden Sicherheitsanforderungen erfüllt sind und die Anlage so gebaut wurde wie es den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen entspricht.

Sicherheitsanalysen

Des Weiteren zeigt die Bundesregierung auf, dass bei der Sicherheitsanalyse im Rahmen des Genehmigungsverfahrens nachzuweisen ist, dass durch die Auslegung der Anlage in zulässiger Weise die Ausweitung von Störungen begrenzt und Störfälle beherrscht werden. Dabei ist insbesondere in Störfallanalysen nachzuweisen, dass im Störfall die Strahlenexposition der Bevölkerung die Planungsrichtwerte der Strahlenschutzverordnung nicht überschreitet. Die Nachweise sind in den atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren erbracht worden.

Begleitende Kontrolle

Durch eine herstellungsbegleitende Kontrolle wird gewährleistet, dass die konkrete Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten den in Genehmigung und Gutachten festgelegten Anforderungen genügt.

Inbetriebsetzungsprogramm

Mit den Prüfungen im Rahmen des Inbetriebsetzungsprogramms wird die sichere und ordnungsgemäße Funktion der einzelnen Komponenten und Systeme sowie der Gesamtanlage in Übereinstimmung mit Planung und Auslegung nachgewiesen.

Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs

Der Bericht der Bundesregierung stellt auch dar, wie sichergestellt ist, dass die aus den Sicherheitsanalysen und der Betriebserfahrung hervorgehenden Grenzwerte und Bedingungen festgelegt und bei Bedarf überarbeitet werden, um die Grenzen eines sicheren Betriebs festzustellen. In den Anlagen in Deutschland enthält ein Betriebshandbuch alle betriebs- und sicherheitstechnischen Anweisungen, die für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage und zur Beherrschung von Störfällen erforderlich sind, sowie Betriebsordnungen, die für das gesamte im Kraftwerk tätige Personal gelten. Die in einem besonderen Teil, den Sicherheitsspezifikationen, zusammengestellten, von der Behörde genehmigten Grenzwerte und Bedingungen für den sicheren Betrieb sind einzuhalten. Abweichungen von den Grenzwerten und Bedingungen werden auf der Warte sofort detektiert, sobald zulässige Toleranzbänder verlassen werden. Die dann zu ergreifenden Maßnahmen sind im Betriebshandbuch festgelegt. Solche Ereignisse werden auch dokumentiert und als Störmeldung dem internen Erfahrungsrückfluss zugeführt, der unten erläutert wird. Diese Betriebsvorschriften werden bei Änderungen der Anlage oder ihres Betriebs sowie bei neuen Erkenntnissen angepasst, in für die Sicherheit wichtigen Bereichen nach Überprüfungen durch die Behörde und Sachverständige.

Einhaltung genehmigter Verfahren für Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung

Der Genehmigung eines Kernkraftwerks liegen neben technischen auch personelle und organisatorische Voraussetzungen zugrunde. Die genehmigten Verfahrensweisen für den Betrieb einschließlich Instandhaltung und Prüfungen, aber auch für die Beherrschung von Störungen und Störfällen, bestimmen die Aufbau- und Ablauforganisation. Diese sind in den Betriebshandbüchern detailliert festgelegt. Sie bilden die Basis für die internen Prozesskontrollen. Die staatliche Aufsichtsbehörde und die von ihr zugezogenen Sachverständigen überprüfen bei ihren Inspektionstätigkeiten vor Ort, ob die festgelegten Regelungen eingehalten werden. Die Bundesregierung sieht damit die diesbezüglichen internationalen Anforderungen als erfüllt an.

Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Notfällen

Zu den notwendigen internationalen wie nationalen organisatorischen Voraussetzungen für den Betrieb von Kernkraftwerken gehört die Festlegung von Verfahren, um auf mögliche Betriebsstörungen, Störfälle und Unfälle zu reagieren.

Die Bundesregierung verweist zur Erfüllung dieser internationalen Anforderungen in dem o. g. Bericht insbesondere auf die bei den Kernkraftwerken in Deutschland für die im Genehmigungsverfahren betrachteten Störungen und Störfälle für das Schichtpersonal festgelegten Fahrweisen und detaillierten Prozeduren im Betriebshandbuch. Für Notfälle, darunter werden auslegungsüberschrei-

tende Ereignisse verstanden, wird von der Bundesregierung auf das in Deutschland eingeführte Notfallhandbuch verwiesen, in dem die in der Anlage zu ergreifenden technischen Maßnahmen, Notfallprozeduren und hierzu erforderlichen Hilfsmittel beschrieben sind.

Ingenieurtechnische und technische Unterstützung

Ein sicherer Betrieb erfordert nach internationalen Anforderungen auch die Sicherstellung der notwendigen technischen Unterstützung in allen sicherheitsbezogenen Bereichen. Die Bundesregierung führt zur Erfüllung dieser Anforderung bei den Anlagen in Deutschland in dem genannten Bericht an, dass der für den Anlagenbetrieb unmittelbar zuständige Bereich durch Service-Einheiten in den Anlagen, z. B. für Technik, Instandhaltung und Überwachung, unterstützt wird, die Betreiber zur Bearbeitung übergeordneter Fragestellungen zudem eigene Abteilungen in ihren Zentralen mit unterschiedlichen Fachdisziplinen aufgebaut haben und außerdem auf den Service und die Kompetenz der großen Hersteller zugreifen, deren wissenschaftliche und fachliche Unterstützung wiederum durch enge Kooperationen mit zahlreichen Forschungsinstituten, auch über die nationalen Grenzen hinweg, sichergestellt ist.

Meldungen von Ereignissen, behördliches Meldeverfahren

Es gehört zu den internationalen Verpflichtungen jeder Vertragspartei des Übereinkommens über nukleare Sicherheit, geeignete Maßnahmen zu treffen, um sicherzustellen, dass für die Sicherheit bedeutsame Ereignisse vom Inhaber entsprechender Genehmigungen der staatlichen Stelle rechtzeitig gemeldet werden. Die Bundesregierung verweist in dem vorgenannten Bericht zur Erfüllung dieser Anforderung auf die mit der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung getroffenen Festlegungen. Sie hebt die nachfolgenden Merkmale dieser Festlegungen hervor. Das behördliche Meldeverfahren ist ein Element der atomrechtlichen Aufsicht. Es dient in erster Linie der Information der zuständigen atomrechtlichen Aufsichtsbehörde. Die Meldungen und die daraus resultierenden Erkenntnisse werden in einem bundesweiten Informationssystem verbreitet und unterstützen damit vorbeugende Maßnahmen gegen das Auftreten ähnlicher Fehler in anderen Anlagen. Meldepflichtige Ereignisse werden nach einer ersten ingenieurtechnischen Einschätzung unterschiedlichen Meldekategorien zugeordnet. Diese Kategorien berücksichtigen insbesondere den Gesichtspunkt, dass die Behörde unabhängig von der tatsächlichen Bedeutung eines Ereignisses vorsorgliche Maßnahmen treffen können muss.

Kategorie S (Sofortmeldung - Meldefrist: unverzüglich):

Der Kategorie S sind solche Ereignisse zuzuordnen, die der Aufsichtsbehörde sofort gemeldet werden müssen, damit diese gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch Ereignisse, die auf akute sicherheitstechnische Mängel hinweisen.

Kategorie E (Eilmeldung - Meldefrist: innerhalb von 24 Stunden):

Der Kategorie E sind solche Ereignisse zuzuordnen, die zwar keine Sofortmaßnahmen der Aufsichtsbehörde verlangen, deren Ursache aber aus Sicherheitsgründen geklärt und gegebenenfalls in angemessener Frist behoben werden muss. In der Regel handelt es sich dabei um sicherheitstechnisch potentiell - aber nicht unmittelbar - signifikante Ereignisse.

Kategorie N (Normalmeldung - Meldefrist: innerhalb von 5 Tagen):

Der Kategorie N sind Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung zuzuordnen. Sie gehen nur wenig über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse bei vorschriftsmäßigem Anlagenzustand und -betrieb hinaus. Sie werden ausgewertet, um mögliche Schwachstellen bereits im Vorfeld zu erkennen.

Kategorie V (Vor Kernbeladung - Meldefrist: innerhalb von 10 Tagen):

Der Kategorie V sind solche Ereignisse während der Errichtung und Inbetriebnahme eines Kernkraftwerks zuzuordnen, über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren sicheren Betrieb der Anlage informiert werden muss.

Internationale Bewertungsskala (INES)

Unabhängig von dem oben erläuterten behördlichen Meldeverfahren nach der Meldeverordnung erfolgt darüber hinaus die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse nach der siebenstufigen INES-Bewertungsskala der IAEA. Anhand dieser Bewertungsskala soll der Öffentlichkeit Auskunft darüber gegeben werden, welche Bedeutung ein meldepflichtiges Ereignis für die Sicherheit der Anlage und die Umgebung hatte und inwieweit radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung und Umgebung auftraten oder auftreten können. Gelegentlich wird behauptet, die Einstufung in der internationalen INES-Bewertungsskala lasse keine Schlussfolgerungen über die tatsächliche Gefährdung bezüglich eines größeren Störfalls zu. In diesem Zusammenhang wird auch behauptet, dies sei der Fall, weil die INES-Skala an festgestellten Freisetzungen radioaktiver Stoffe orientiert sei, die aber selbst bei sehr gefährlichen Zuständen nicht unbedingt auftreten müssten. Solche Behauptungen finden sich auch in der in der Großen Anfrage angezogenen aktuellen Studie zur Gefahr schwerer Unfälle und ihren möglichen Folgen (Becker & Neumann, Juni 2008). Beide Behauptungen sind nach den einschlägigen internationalen Vereinbarungen und den Regelungen des Benutzerhandbuches für INES-Skala unzutreffend. Die internationale Bewertungsskala dient der Bewertung sicherheitstechnisch oder radiologisch bedeutsamer Ereignisse. Die Bewertungsskala besitzt sieben Stufen, die sich in zwei Bereiche untergliedern. Die oberen Stufen 4 bis 7 umfassen Unfälle, die unteren Stufen 1 bis 3 Störungen und Störfälle. Meldepflichtige Ereignisse, die keine oder nur eine sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung im Sinne der internationalen Skala aufweisen, werden als „unterhalb der Skala“ bzw. als „Stufe 0“ bewertet. Die Bewertung eines Ereignisses erfolgt nach drei übergeordneten Aspekten: Erster Aspekt: Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage, zweiter Aspekt: Radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage, Dritter Aspekt: Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen. Die Systematik der Einordnung von Ereignissen in die INES-Skala ist auch in den regelmäßig dem Landtag übersandten Jahresberichten des Bundesumweltministeriums über Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland u. a. anschaulich erläutert.

Der erste Aspekt „Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage“ umfasst Ereignisse, die zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage führen. Die höchste Stufe dieses Aspekts ist die Stufe 7. Sie entspricht einem Unfall, bei dem in einem weiten Gebiet Schäden für Gesundheit und die Umwelt zu erwarten sind. Die niedrigste Stufe der Bewertungsskala unter diesem Aspekt ist die Stufe 3. Sie entspricht einer sehr geringen Abgabe radioaktiver Stoffe, welche bei den am stärksten betroffenen Personen außerhalb der Anlage zu einer Strahlenexposition in Höhe der gesetzlich zulässigen Werte führen. Eine solche Strahlenexposition würde etwa einem Zehntel der jährlichen Strahlenexposition der Bevölkerung entsprechen. Ereignisse, die außerhalb der Anlage zu einer Strahlenexposition unterhalb der gesetzlich zulässigen Werte führen, werden bezüglich der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung als nicht mehr signifikant im Sinne der Skala angesehen. Für ein solches Ereignis erfolgt keine Einstufung unter dem Aspekt „Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage“. Daher sind die Stufen 2 bis 0 bei diesem Aspekt nicht belegt.

Der zweite Bewertungsaspekt betrifft die radiologischen Auswirkungen, welche ein Ereignis innerhalb der Anlage hat. Die höchste Stufe der Bewertungsskala, die diesem Aspekt zugeordnet ist, ist die Stufe 5, die niedrigste die Stufe 2. Stufe 5 enthält Ereignisse, bei denen es zu schweren Schäden am Reaktorkern oder den radiologischen Barrieren gekommen ist. Stufe 2 erfasst größere Kontaminationen innerhalb der Anlage oder unzulässig hohe Strahlenexposition des Personals. Unterhalb bestimmter Schwellen werden radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage nicht als signifikant im Sinne der Skala angesehen. Entsprechend sind die Stufen 1 und 0 für diesen Aspekt nicht belegt.

Alle kerntechnischen Anlagen sind mit einem mehrfach gestaffelten System von Sicherheitsvorkehrungen ausgestattet, um Ereignisse mit nennenswerten radiologischen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage zu verhindern. Der dritte Bewertungsaspekt umfasst Ereignisse, bei denen diese Sicherheitsvorkehrungen beeinträchtigt worden sind. Die höchste Stufe der Bewertungsskala für diesen Bewertungsaspekt ist die Stufe 3, die niedrigste die Stufe 1. Stufe 3 enthält Ereignisse, bei denen die vorhandenen Sicherheitsvorkehrungen gerade noch ausreichend sind, aber keine Reserven mehr aufweisen. Hierbei handelt es sich um Störfälle, die aber im Allgemeinen dem Bereich der Auslegung zuzuordnen sind. Stufe 1 umfasst technische und betriebliche Störungen, die

zwar die Sicherheit der Anlage insgesamt nicht wesentlich beeinträchtigen, aber auf Mängel bei den Sicherheitsvorkehrungen hinweisen.

Für Ereignisse, die in den Anwendungsbereich der Skala fallen, ist die Einstufung immer bezüglich aller drei Bewertungsaspekte zu prüfen. Die Einstufung erfolgt dann in die höchste Stufe, die sich dabei ergibt.

Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen

Für die Gewährleistung des sicheren Betriebes werden international und national hohe Anforderungen an den Erfahrungsrückfluss gestellt. Nach Artikel 19 des o. g. Übereinkommens über nukleare Sicherheit hat jede Vertragspartei geeignete Maßnahmen zu treffen, um sicherzustellen, dass Programme zur Sammlung und Analyse von Betriebserfahrungen aufgestellt werden, die erzielten Ergebnisse und Schlussfolgerungen als Grundlage des Handelns dienen und das vorhandene Mechanismen dazu genutzt werden, um wichtige Erfahrungen mit internationalen Gremien, anderen Betreiberorganisationen und staatlichen Stellen auszutauschen.

Die Bundesregierung erläutert in dem o. g. Bericht, auf den wegen der Einzelheiten verwiesen wird, wie diese Anforderungen durch ein mehrstufiges System der Auswertung der Betriebserfahrung in Deutschland erfüllt wird. Der erzielte Erfahrungsrückfluss hat maßgeblich zur Fortentwicklung der Sicherheit der kerntechnischen Einrichtungen beigetragen. Quelle des Erfahrungsrückflusses sind neben gezielten Untersuchungen und Analysen überwiegend meldepflichtige Ereignisse oder unterhalb der Meldeschwelle liegende Befunde. Meldepflichtige Ereignisse werden von der Industrie und von den Behörden auf mehreren Ebenen ausgewertet, und zwar vom Betreiber der betroffenen Anlage und von den Betreibern anderer Anlagen, auf Landesebene von den atomrechtlichen Landesbehörden und ihren Sachverständigenorganisationen, sowie auf Bundesebene vom BfS und der GRS im Auftrag des Bundesumweltministeriums. Diese mehrfache, unabhängige Analyse stellt sicher, dass jedes meldepflichtige Ereignis detailliert ausgewertet wird.

Die Auswertung der Betriebserfahrung durch die Betreiber ist noch viel breiter angelegt. Berücksichtigt werden hier alle aufgetretenen Mängel und Störungen, Ergebnisse von wiederkehrenden Prüfungen und Instandhaltungsmaßnahmen sowie wichtige Messergebnisse, die Hinweise auf Abweichungen von Prozessparametern geben können. Diese Daten bilden die Grundlage für Sicherheitsuntersuchungen und generische Auswertungen, Trendanalysen, Alterungsmanagement oder Ermittlung von Zuverlässigkeitskennndaten für anlagenspezifische probabilistische Untersuchungen. Sie werden auch systematisch hinsichtlich menschlicher Fehlhandlungen und möglicher daraus abzuleitender Verbesserungsmaßnahmen ausgewertet. Außerdem stehen den Betreibern durch ein eigenes Netzwerk auch anlagenübergreifende Informationen zur Verfügung. An einer zentralen Stelle des VGB werden alle Daten aus Kernkraftwerken in Deutschland und einigen Anlagen eines deutschen Herstellers im Ausland eingespeist. Diese zentrale Stelle ist zudem Schnittstelle zu dem internationalen Meldesystem der WANO. Es besteht außerdem eine direkte Anbindung zu der Erfahrungsstelle des größten europäischen Herstellers von Kernkraftwerken.

Die Landesaufsichtsbehörden gehen allen Ansatzpunkten aus der anlagenspezifischen und generischen Betriebserfahrung nach und informieren die genannten Auswertepartner über ihre Erkenntnisse. Dieses gilt mit einem bestimmten Verfahren auch für Erkenntnisse unterhalb der genannten Meldeschwelle.

Die Störfallmeldestelle des BfS und die GRS werten die so gewonnenen Erkenntnisse im Auftrag des BMU aus und berichten den Landesbehörden und den Betreibern über die dabei erzielten Ergebnisse. Die GRS hat die Aufgabe, hierbei auch die Erkenntnisse aus internationalen Meldesystemen mit einzubeziehen.

Die Bundesregierung stellt fest, dass die eingeführten Verfahren sich bewährt haben und im internationalen Maßstab als gute Praxis erscheinen. Die Erfahrungen zeigen aber auch, dass die regelmäßige Überprüfung und Weiterentwicklung der Verfahren wichtig ist, um auf Dauer zu gewährleisten, dass neue Erkenntnisquellen in den Erfahrungsrückfluss einbezogen und erkannte Erkenntnislücken geschlossen werden können. Die Auswertung internationaler Betriebserfahrung sowie die Information der internationalen Sicherheitspartner über deutsche Betriebserfahrung können noch verbessert werden.

Information der Öffentlichkeit

Die Öffentlichkeit wird mit einem mehrstufigen Gesamtsystem über die oben erläuterten Betriebserfahrungen informiert. Betreiber und Behörden informieren die Öffentlichkeit über Presseinformationen und regelmäßige Berichte. Die wesentlichen Informationsstränge in Niedersachsen sind folgende: Die Betreiber der Kernkraftwerke informieren die Standortbevölkerung durch geeignete Presseinformationen über meldepflichtige Ereignisse. Diese Informationen werden zudem im Internet veröffentlicht. Die Aufsichtsbehörde informiert bei meldepflichtigen Ereignissen, die ein behördliches Handeln erfordern, die Öffentlichkeit über eigene Presseinformationen. Bei Bedarf werden Informationsveranstaltungen in der Region oder für die regionalen politischen Gremien durchgeführt. Dem Landtag werden vom Ministerium für Umwelt und Klimaschutz regelmäßig Quartals- und Jahresberichte des Bundesumweltministeriums über meldepflichtige Ereignisse und bei Überschreiten vereinbarter Schwellen unmittelbare Berichte der Landesbehörde über meldepflichtige Ereignisse in Kernkraftwerken in Niedersachsen übersandt. Das Bundesumweltministerium und das BfS veröffentlichen die genannten Berichte auch im Internet. Ebenso im Internet werden die regelmäßig in Abständen von drei Jahren erscheinenden Berichte der Bundesregierung zu den Überprüfungstagungen zu dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit veröffentlicht, in denen ebenfalls umfassende Informationen über die Betriebserfahrung enthalten sind. Zum Strahlenschutz erscheinen verschiedene Veröffentlichungen des Bundesumweltministeriums, auf die oben bereits hingewiesen wurde.

Auswertung der Betriebserfahrung des Kernkraftwerks Unterweser

Im Rahmen der staatlichen Aufsicht erfolgt eine kontinuierliche Befassung mit der Bewertung und Auswertung der Betriebserfahrung der zu beaufsichtigenden Kernkraftwerke. Dieses ist auch beim KKV der Fall. Unabhängig davon erfolgt im Rahmen der nach längeren Betriebsphasen durchgeführten PSU eine Überprüfung der betrieblichen Sicherheit und der Betriebsführung und Betriebserfahrung.

Die Darlegung der Betriebsführung umfasst nach den Vorgaben eines bundeseinheitlich anzuwendenden Leitfadens die Bereiche Betriebsorganisation, Anlagenbetrieb, Fachkunde, Instandhaltung, Strahlenschutz, Erfahrungsrückfluss und Notfallschutzplanung. Schwerpunkt der Einschätzung der Einrichtungen und Maßnahmen zur Einhaltung der schutzzielorientierten Anforderungen in den Ebenen 1 und 2 des gestaffelten Sicherheitssystems ist die Auswertung der Betriebserfahrung unter den Gesichtspunkten Normalbetrieb, anomaler Betrieb und Störfälle. Die Auswertung der sicherheitsrelevanten Betriebserfahrungen umfasst insbesondere die Bereiche wiederkehrende Prüfungen, Lastfälle und Ermüdungsanalysen, meldepflichtige Ereignisse. Die Auswertung der Betriebserfahrungen dient der Überprüfung der betrieblichen Bewährung der sicherheitstechnischen Anlagenauslegung, der Überprüfung der Zuverlässigkeit der sicherheitstechnisch relevanten Systeme sowie der Einhaltung der Schutzziele.

Es liegen jüngere Ergebnisse für die Betrachtungszeiträume von 1989 bis 2000 und von 2001 bis 2007 vor. Zusammenfassend kann hierzu festgehalten werden, dass die Betriebserfahrung in den Betrachtungszeiträumen durch einen überwiegenden Leistungsbetrieb gekennzeichnet war. Signifikante Abweichungen traten selten auf. Sofern dies, wie z. B. bei dem meldepflichtigen Ereignis E 09/98 wegen einer Funktionsstörung eines Frischdampf-Stranges der Fall war, wurden unter Berücksichtigung des fortgeschrittenen Standes von Wissenschaft und Technik angemessene Maßnahmen getroffen. Insgesamt konnten eine ausreichende Zuverlässigkeit und Betriebsbewährung der Systeme und Einrichtungen sowie die Eignung der Betriebsführung aufgezeigt werden.

Gelegentlich wird versucht, die Beurteilung der Betriebssicherheit der Kernkraftwerke an einfachen Zahlenwerten festzumachen, wie der Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse oder der Anzahl der Reaktorschneidabschaltungen pro Jahr. Die in der Großen Anfrage angezogene Studie von Becker & Neumann schließt von der Anzahl von 83 meldepflichtigen Ereignissen von 1998 bis 2006 auf ein hohes betriebliches Risiko dieser Anlage. Ein solches Vorgehen stellt eine unzulässige Vereinfachung dar, weil die sicherheitstechnische Bedeutung der einzelnen Ereignisse dabei völlig unberücksichtigt bleibt. Außerdem spricht die genannte Studie im Zusammenhang mit sieben Reaktorschneidabschaltungen in diesem Zeitraum davon, dass fast schon eine bedenkliche Grenze erreicht sei. Eine solche Bewertung verkennt die Auslegung der Anlage und ist völlig unbegründet. Weiterhin muss, wie es in den regelmäßig dem Landtag übersandten Jahresberichten des Bundes-

umweltministeriums über Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland heißt, bei der Wertung der Reaktorschnellabschaltung berücksichtigt werden, dass eine Schnellabschaltung als solche kein Störfall ist. Vielmehr ist die Reaktorschnellabschaltung eine vorsorgliche, sicherheitsgerichtete Maßnahme mit dem Ziel, bei Störungen das Erreichen unzulässiger Betriebszustände zu verhindern.

Bei den genannten 83 meldepflichtigen Ereignissen handelt es sich bis auf vier um Ereignisse, die nach der internationalen Bewertungsskala der Stufe „0“ zuzuordnen sind. Dieser Stufe werden, wie oben erläutert, Ereignisse, die keine oder nur eine sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung im Sinne der internationalen Skala aufweisen, zugeordnet. Ein Vergleich mit den Meldepflichtigen Ereignissen aller Kernkraftwerke in Deutschland anhand der oben genannten veröffentlichten Jahresberichte des BfS oder des o. g. Berichtes der Bundesregierung zur Vierten Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen für nukleare Sicherheit ergibt zudem auch für diese Ereignisse mit nur sehr geringer sicherheitstechnischer Bedeutung ein differenzierteres Bild. Der Bericht der Bundesregierung zeigt eine breite Schwankungsbreite der meldepflichtigen Ereignisse über den ausgewerteten Zeitraum von 1997 bis 2006. Bei genauerer Analyse zeigt sich eine Schwankungsbreite von mehr als vier bis etwa acht Ereignisse pro Jahr als Mittelwert für alle Kernkraftwerke in Deutschland. Als Mittelwert über den betrachteten 10-Jahreszeitraum ergibt sich ein Mittelwert zwischen sechs und sieben Ereignissen pro Anlage und Jahr. Die Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse im KKK zeigt über den genannten Zeitraum von neun Jahren ebenfalls eine sehr große Schwankungsbreite von zwei bis 18 Ereignissen um einen Mittelwert von etwa neun Ereignissen pro Jahr. Dieser gegenüber dem Durchschnittswert für alle deutschen Kernkraftwerke höher liegende Wert wird im Wesentlichen durch die hohe Anzahl von meldepflichtigen Ereignissen von 15 und 18 in den Jahren 1998 und 1999 bestimmt. Legt man einen Zeitraum ab 2001 zugrunde, der im Rahmen einer aktuellen Überprüfung untersucht wurde, so ergibt sich für das KKK im Mittel ein Wert, der nur noch geringfügig höher als der genannte Mittelwert aller Kernkraftwerke in Deutschland ist.

Die angesprochene Anzahl der Reaktorschnellabschaltungen pro Jahr ist beim KKK höher als der gegenwärtige Mittelwert über alle Kernkraftwerke in Deutschland. Allerdings sind auch diese Werte für verschiedene Jahre einer großen Schwankungsbreite unterlegen, wie die in dem genannten Bericht der Bundesregierung dargestellten Ergebnisse einer Auswertung für die Jahre von 1997 bis 2006 zeigt. Die mittlere Anzahl der Reaktorschnellabschaltungen für alle deutschen Kernkraftwerke hat sich in den letzten Jahren zu sehr günstigen Werten entwickelt. Bis Anfang der 1990er-Jahre war, wie von der GRS für frühere und längere Zeiträume vorgenommene Auswertungen veranschaulicht, der Mittelwert für alle Kernkraftwerke noch höher als der für das KKK jetzt genannte. Entgegen der Aussagen in der Studie Becker & Neumann ist aber festzuhalten, dass dieses keine Frage der Sicherheit des Betriebes des KKK ist. Das KKK ist für die bei Reaktorschnellabschaltungen auftretenden Beanspruchungen der Anlage ausgelegt. Bei dieser Auslegung wurden für alle Lastfälle, die während der gesamten Betriebsdauer wiederkehrend auftreten können, bestimmte Lastfallzahlen angenommen. Dabei wurden 288 Reaktorschnellabschaltungen angenommen. Die bisherigen Reaktorschnellabschaltungen haben von diesem Lastfallkontingent lediglich einen Bruchteil ausgeschöpft. Daher kann keine Rede davon sein, dass hier fast schon eine Grenze erreicht sei.

Wenn diese Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse und Reaktorschnellabschaltungen auch keine Sicherheitsfrage darstellt, so ist es sicher sinnvoll, Anstrengungen zu unternehmen, diese Zahlen zu reduzieren. Dieses wäre schon aus wirtschaftlichen Gründen sinnvoll. Dieses gehört daher auch zu den Zielgrößen der Betriebssteuerung mit Hilfe des heutigen Managementsystems, bei vorrangiger Beachtung der Sicherheitsaspekte.

Die anzustrebenden Verbesserungen entsprechen dem sehr hohen Stand, den die deutschen Anlagen im internationalen Vergleich heute aufweisen. Dieses wird deutlich, wenn nicht die Anzahl der sicherheitstechnisch untergeordneten Ereignisse der Stufe 0 der INES-Skala, sondern die Ereignisse der INES-Stufe 1 in den Blick genommen werden. In dem KKK haben sich bislang insgesamt drei Ereignisse der INES-Stufe 1 und eins der INES-Stufe 2 ereignet. International ist dies ein guter Wert. So weist die Betriebserfahrung mit den französischen Kernkraftwerken nach Jahresberichten der französischen Behörde für die beispielhaft betrachteten vergangenen sechs Jahre mit einer großen Schwankungsbreite für einzelne Jahre einen Mittelwert von mehr als einem INES-1 Ereignis pro Anlage und Jahr aus.

Dies vorangestellt, wird auf die Fragen zu dem Komplex zur betrieblichen Sicherheit des AKW Esenshamm wie folgt geantwortet:

Zu 1:

Es wird davon ausgegangen, dass es sich bei dem in der Frage angesprochenen von Greenpeace entwickelten Indikator um den Indikator handelt, der in der Studie „Risiko Restlaufzeit - Die Probleme und Schwachstellen der vier ältesten deutschen Atomkraftwerke“ (Serie von vier Publikationen mit den Schwerpunkten Biblis A, Biblis B, Brunsbüttel und Neckarwestheim-1); Greenpeace Deutschland, Hamburg 2005, erstellt für Greenpeace Deutschland von Helmut Hirsch, Oda Becker, Hannover, Juli 2005, veröffentlicht, in der Studie „Schwere Unfälle im AKW Esenshamm und ihre Folgen - Schwerpunkt Terrorgefahren“, Oda Becker, Helmut Hirsch, April 2006, auf das KKW angewandt wurde und in der „aktuellen Studie zur Gefahr schwerer Unfälle und ihren möglichen Folgen (Becker & Neumann, Juni 2008)“, auf die sich die Große Anfrage in wesentlichen Punkten stützt, zum Beleg einer angeblich mangelhaften betrieblichen Sicherheit des KKW herangezogen wird.

Nach der Studie von Becker & Neumann, Juni 2008, soll mit Hilfe dieses Indikators, wie es auch in der Frage heißt, das betriebliche Risiko deutscher Atomkraftwerke vergleichend dargestellt werden.

Das betriebliche Risiko soll nach den oben genannten Quellen anhand von Teilindikatoren für folgende Aspekte ermittelt werden: Ungeplante Stillstandszeiten, Häufigkeit meldepflichtiger Ereignisse unter Berücksichtigung ihrer Bedeutung, Strahlenbelastung der in der Anlage Beschäftigten, radioaktive Emissionen mit der Abluft, radioaktive Emissionen mit dem Abwasser. Diese Teilindikatoren sollen mit einer Gewichtung von 15 %, 40 %, 20 %, 12,5 % und 12,5 % in einen Betriebsindikator eingehen. Diese Teilindikatoren können den Autoren zufolge spezifisch für jedes Kernkraftwerk und jedes Jahr aus veröffentlichten Zahlen ermittelt werden. Für Vergleiche zwischen Anlagen und zur Trendbestimmung über die Jahre sei weiterhin eine Methode entwickelt worden, um die Teilindikatoren zu einer einzigen Zahl zu kombinieren. Zu diesem Zweck würden sie normiert „(das heißt auf eine gemeinsame Skala gebracht)“. Dieses könne etwa durch Division mit dem jeweiligen Mittelwert für das Jahr 1999 geschehen. Dann würden sie gewichtet werden, wobei dem Teilindikator für Ereignisse die größte Bedeutung zugeordnet werde. Durch Addition der normierten, gewichteten Teilindikatoren werde schließlich kernkraftwerks- und jahresspezifisch der Betriebsindikator ermittelt.

Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz hat die Methode auf der Grundlage der o. g. Quellen und dem Stand von Wissenschaft und Technik bei der Ermittlung und Beurteilung von betrieblichen Risiken geprüft. Es ist dabei zu dem folgenden Ergebnis gelangt:

Die Methode ist für die Ermittlung von betrieblichen Risiken von Kernkraftwerken nicht geeignet. Die mit dieser Methode erzeugten Ergebnisse werden wesentlich vom Zufall und von willkürlichen Annahmen bestimmt. Die Methode ist auch nicht für den Vergleich von Kernkraftwerken geeignet. Auf mit dieser Methode ermittelten Zahlenwerten gestützte Beurteilungen der Sicherheit oder des Risikos von Kernkraftwerken sind unbegründet und unzutreffend. Dieses ergibt sich aus den folgenden Gründen:

Der Methode von Hirsch & Becker/Becker & Neumann mangelt es an fundamentalen Voraussetzungen für eine Anwendung zur Erzeugung von für die Sicherheit und behördliches Handeln relevanten Aussagen. So mangelt es insbesondere an einer Definition der mit dem Verfahren zu ermittelnden Zielgröße, des betrieblichen Risikos, einer wissenschaftlichen Herleitung der Methode, der Angabe von Beurteilungskriterien für die mit der Methode erzielten Ergebnisse und einer Validierung des Verfahrens.

Mit Risiko wird in den Ingenieur- und Umweltwissenschaften das Produkt von Eintrittshäufigkeit bzw. Eintrittswahrscheinlichkeit und Ereignisschwere bzw. Schadensausmaß bezeichnet. Dieses entspricht auch der vom wissenschaftlichen Beirat der Bundesregierung für Globale Umweltveränderungen (WBGU, siehe Jahresgutachten, 1998) verwendeten Definition. Die Eintrittshäufigkeit bezeichnet dabei die Häufigkeit, mit der ein Ereignis innerhalb eines bestimmten Zeitintervalls eintritt. So bedeutet z. B. 0,01 Ereignisse pro Jahr, dass im Mittel mit einem Schadensereignis einmal in 100 Jahren zu rechnen ist. Solche Einschätzungen sind abhängig von den verfügbaren statistischen Daten und Erfahrungen aus der Vergangenheit. Die Einheit des Schadensausmaßes hängt

vom jeweiligen Sachgebiet ab. Es können Werte sein, die sich in Geldgrößen ausdrücken lassen, es kann sich aber auch um befürchtete potentiell Betroffene, Tote oder den Totalverlust eines Gutes, wie zum Beispiel eines Flugzeugs handeln. Sofern unterschiedliche Aspekte vergleichend beurteilt werden sollen, bestehen methodische Schwierigkeiten darin, dass die Möglichkeiten einer einheitlichen, objektiven Definition für einen „Schaden“ an Grenzen stoßen, weil nach der allgemeinen Erfahrung eben nicht „alles mit Geld aufzuwiegen ist“.

Zur Ermittlung von Zahlenwerten für ein auf diese Weise zunächst zu definierendes Risiko werden nach dem Stand von Wissenschaft und Technik probabilistische Methoden eingesetzt.

Für die nach der Methode nach Hirsch & Becker/Becker & Neumann herangezogenen Teilindikatoren ist nicht ersichtlich, worin jeweils das Schadensausmaß bestehen soll. Auch die Bestimmung der Häufigkeit ist überwiegend fraglich. Eine Ableitung der Vergleiche und Bewertung der verschiedenen Aspekte in dem zusammenfassenden Betriebsindikator ist nicht methodisch hergeleitet. Mit der Methode wird kein Wert für ein Risiko ermittelt.

Die Methode ist aber auch ansonsten nicht für Aussagen zur Sicherheit von Kernkraftwerken geeignet. So wird kein Beurteilungsmaßstab abgeleitet oder angegeben, ab wann ein „hoher“ Betriebsindikator zum Beispiel als hoch gilt und für eine Anlage mit einem hohen Risiko stehen soll und welche Werte demgegenüber als gut zu bezeichnen wären. Durch die gewählte Normierung auf Mittelwerte eines beliebigen Jahres werden die Zahlenwerte für den Betriebsindikator außerdem vom Zufall der Verhältnisse in dem Bezugsjahr und von der Willkür der Auswahl des Bezugsjahres bestimmt. Es ist auch nicht erkennbar, auf welche Weise die angegebene Berücksichtigung der Bedeutung der Ereignisse bei der Ermittlung des Indikators erfolgt sein soll. Nach den Ausführungen in der aktuellen Studie von Becker & Neumann ist davon auszugehen, dass zum Beispiel für das KKK die Anzahl aller meldepflichtigen Ereignisse in diese Berechnung eingegangen ist. Die so ermittelten Ergebnisse sind unzutreffend, weil die überwiegende Anzahl dieser meldepflichtigen Ereignisse gar keine oder nur eine sehr begrenzte sicherheitstechnische Bedeutung haben, wie in der Vorbemerkung, auf die verwiesen wird, erläutert wurde. Es ist auch nicht nachvollziehbar, wie auf der Grundlage der geringen radioaktiven Emissionen, wie sie in der Vorbemerkung, auf die verwiesen wird, dargestellt sind, ein Risikowert für den Betrieb der Kernkraftwerke ermittelt werden soll. Rein rechnerisch ergibt sich durch Normierungen auf ein beliebiges Vergleichsjahr natürlich eine Zahl als Rechnergebnis. Diese Zahl als Risikobeitrag auszuweisen, ist wissenschaftlich nicht haltbar. Der Teilindikator „ungeplante Stillstandszeiten“ kann unter Umständen für wirtschaftliche Betrachtungen des Betriebes von Kernkraftwerken von Interesse sein. Für sicherheitstechnische Risikobewertungen ist er, wie anhand eines Beispiels leicht gezeigt werden kann, nicht nur ungeeignet, sondern auch kontraproduktiv. Nach der Methode Hirsch & Becker führt ein Stillstand einer Anlage zu einem vorsorglichen Austausch einer Komponente, deren Funktion noch einwandfrei ist, zu der aber neue Hinweise auf mögliche Einschränkungen für die zukünftige Verfügbarkeit aufgekommen sind, zu einer Verschlechterung des Betriebsindikators. Bei einem „weiter so“ würde diese Verschlechterung nicht eintreten. Die ingenieurwissenschaftliche Bewertung fällt in diesem Fall genau entgegengesetzt aus. Der Austausch der Komponente vermindert das Risiko des Ausfalles dieser Komponente und in Abhängigkeit von ihrer Bedeutung auch das mit dem Betrieb der Anlage verbundene Risiko. Der Betriebsindikator nach Hirsch & Becker wäre in solchen Fällen ein schlechter Ratgeber, der zudem zum Verstoß eines der Grundprinzipien der Nutzung der Kernenergie verleiten würde: „Vorrang der Sicherheit vor allen anderen Erwägungen - insbesondere wirtschaftlichen“.

Die Anwendung des Betriebsindikators nach Hirsch & Neumann ist aus den genannten Gründen im Interesse der Sicherheit abzulehnen.

Das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz berücksichtigt im Rahmen der staatlichen Aufsicht über die Kernkraftwerke in Niedersachsen auch Methoden zur Ermittlung und Beurteilung des mit dem Betrieb der Anlagen verbundenen Risikos. Dieses gilt auch für das KKK. Hierbei bedient sich das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz der für die bundesweite Anwendung entwickelten, geprüften und freigegebenen Methoden.

Bund und Länder haben auf der Grundlage des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik Methoden festgelegt, mit deren Hilfe PSA für die Bewertung des Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken als Ergänzung zu den in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren

ansonsten gesetzlich vorgeschriebenen deterministischen Bewertungen der Sicherheit vorgenommen werden.

Die Quantifizierung des Risikos von Kernkraftwerken durch die PSA unterscheidet drei Stufen:

Stufe 1, Level 1:

Diese Stufe ist schwerpunktmäßig auf Komponenten und Systeme bezogen und analysiert, wie Ereignisse durch Kombinationen von Ausfällen aus zufälligen und gemeinsamen Ursachen einschließlich Fehlhandlungen des Betriebspersonals zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen und letztlich zu Kernschäden führen. Diese Stufe dient damit insbesondere der Überprüfung der Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und Ausgewogenheit des Gesamtsystems der Maßnahmen zur Gewährleistung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik im Rechtssinne erforderlichen Vorsorge gegen Schäden durch Errichtung und Betrieb. Diese Stufe ist auch Bestandteil der nach den Bestimmungen des Atomgesetzes (§ 19 a) nach längerem Betrieb vom Betreiber vorzulegenden Sicherheitsüberprüfung.

Stufe 2, Level 2:

Diese Stufe bezieht sich auf die Phänomene schwerer Unfälle, die aufgrund der getroffenen vorgenannten Vorsorge im Rechtssinne ausgeschlossen sind und lediglich jenseits der praktischen Vernunft als Folge hypothetischer Systemausfälle und Ausfallkombinationen untersucht werden, und ermittelt, wie wahrscheinlich das Versagen des Sicherheitsbehälters infolge Kernschadens und das Ausmaß der Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung ist. Diese Stufe dient insbesondere der Überprüfung der Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und Ausgewogenheit des Gesamtsystems der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Verhinderung von Kernschadenzuständen bzw. zur Begrenzung und Verminderung deren Folgen. Diese Stufe wird zukünftig zusammen mit den oben genannten Sicherheitsüberprüfungen vorgelegt, ohne zu den Rechtspflichten des Atomgesetzes zu gehören.

Stufe 3, Level 3:

Diese Stufe behandelt die Ausbreitung der freigesetzten Radionuklide in der Umgebung in den nach der praktischen Vernunft durch die getroffene Vorsorge im Rechtssinne ausgeschlossenen, die Auslegung überschreitenden Unfallabläufen und bewertet deren biologischen und ökonomischen Folgen. Diese Art von Analysen kann auch zur Diskussion der externen Notfallmaßnahmen und der Maßnahmen des Katastrophenschutzes dienen.

Die probabilistischen Analysen erlauben in methodischen Grenzen auch Vergleiche von verschiedenen Systemlösungen bis hin zu verschiedenen Anlagen, wenn bei deren Erstellung hinreichend vergleichbar vorgegangen wurde.

Für das KKW wurde im Rahmen der PSÜ bislang nur die Stufe 1 der PSA durchgeführt. Das KKW erreichte hierbei so gute Ergebnisse, die um den Faktor 10 besser sind als der IAEA Zielwert für bestehende Anlagen und so hoch ist, wie er von der IAEA für zukünftige neue Kernkraftwerke als Orientierungswerte angegeben wird. Für die Summe der Gefährdungshäufigkeit wurde für das KKW eine Häufigkeit pro Jahr von $8,9 \text{ E-}06$ ermittelt.

Im Rahmen der jetzt anlaufenden und 2011 vorzulegenden nächsten Sicherheitsüberprüfung wird auch eine PSA Level 2 Analyse vorgelegt werden.

Die Niedersächsische atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde begleitet die von den Betreibern mit Beratern erzeugten sehr aufwendigen probabilistischen Analysen während aller Phasen, beginnend mit der Konzeptphase über die Erstellungs- bis zur Überprüfungsphase ebenso wie den zusätzlichen Prozess der Prüfung durch unabhängige Sachverständige. Eigene zusätzliche Ermittlungen des betrieblichen Risikos nimmt die Behörde nicht vor. Dieses wäre auch nicht sinnvoll, da es grundsätzlich Aufgabe der Betreiber ist, Nachweise zu erbringen. Dieses wäre aus Gründen des hohen Aufwandes auch nicht angemessen.

Zu 2 bis 5:

Die Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse für die Kernkraftwerke in Deutschland ist ein Ausfluss der in Deutschland eingeführten Verfahren zur Auswertung von Betriebserfahrungen, die im inter-

nationalen Maßstab als gute Praxis erscheinen, wie die Regierung der Bundesrepublik Deutschland in ihrem Bericht für die Vierte Überprüfungstagung im April 2008 zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit feststellt. Und die wichtigste Grundlage für die behördliche Auswertung der Betriebs erfahrung sind, wie die Bundesregierung in dem genannten Bericht weiterhin zutreffend feststellt, die meldepflichtigen Ereignisse. Die weit überwiegende Anzahl ist von sicherheitstechnisch untergeordneter Bedeutung und dient dem Anstoß von Überprüfungen zur weiteren evolutionären Verbesserung aller Kernkraftwerke in Deutschland.

Sinn und Zweck des behördlichen Meldeverfahrens, das in der Vorbemerkung erläutert ist, ist es, wie es in den regelmäßig dem Landtag übersandten Jahresberichten des Bundesumweltministeriums zu den Meldepflichtigen Ereignissen in den Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland und in anderen Anlagen heißt, sowohl den Sicherheitsstatus dieser Anlagen zu überwachen, als diesen auch durch die aus den gemeldeten Ereignissen gewonnenen Erkenntnisse im Rahmen des Aufsichtsverfahrens zu verbessern; und weiter, dass die Meldungen eine wesentliche Basis für die frühzeitige Erkennung etwaiger Mängel ebenso wie für die Vorbeugung gegen Auftreten ähnlicher Fehler in anderen Anlagen darstellten.

Zum Erkennen von eventuellen Schwachstellen im Vorfeld von Sicherheitsfragen dient die Kategorie N (Normalmeldung) des behördlichen Meldesystems, die, wie aus den beiden genannten Berichten und der Vorbemerkung zu entnehmen ist, Ereignisse von untergeordneter sicherheitstechnischer Bedeutung umfasst, die nur wenig über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse hinausgehen.

Über 90 % der meldepflichtigen Ereignisse fallen in diese Kategorie N, wie es aus den genannten Berichten zu ersehen ist. In vielen Jahren ist dieser Anteil noch höher, wie es der bislang letzte Jahresbericht 2007 des Bundesumweltministeriums beispielhaft zeigt, in dem 95 % aller gemeldeten Ereignisse als N-Ereignisse ausgewiesen sind. Bei diesen Ereignissen handelt es sich um solche von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung.

Zu Ereignissen aus deutschen Kernkraftwerken, die sich im Rahmen vertiefter Untersuchungen als aktuell oder potentiell sicherheitstechnisch bedeutsam und auf andere Anlagen übertragbar herausstellen, werden von der GRS Weiterleitungsnachrichten erstellt und allen beteiligten Organisationen zur Verfügung gestellt, wie es aus dem oben genannten Bericht der Bundesregierung zu ersehen ist. Auch diese Auswertung zeigt, dass bei einer jährlich um 10 schwankenden Anzahl von Weiterleitungsnachrichten lediglich einem geringen Anteil der meldepflichtigen Ereignisse eine sicherheitstechnische Bedeutung in diesem Sinne zukommt.

Nach der seit dem Jahr 1992 nach einer Erprobungsphase offiziell eingeführten internationalen Bewertungsskala des „INES Information Systems“, die in der Vorbemerkung erläutert ist, kommt eine relevante sicherheitstechnische Bedeutung Ereignissen zu, die der INES-Stufe 1 und höher zuzuordnen sind. Der genannte Bericht der Bundesregierung zeigt, dass lediglich einige wenige der zur Unterstützung der Aufsichtsbehörden gedachten meldepflichtigen Ereignisse diese Schwelle übersteigen; in dem beispielhaft herangezogenen Jahr 2007, zu dem der bislang letzte Jahresbericht über meldepflichtige Ereignisse vorliegt und zur Unterrichtung an den Landtag weitergeleitet wurde, wurden von den für das Jahr 2007 insgesamt erfassten 118 meldepflichtigen Ereignissen lediglich zwei Ereignisse in die INES-Stufe 1 (betriebliche Störung, keine radiologische Bedeutung) eingeordnet.

Diese grundsätzlichen Verhältnisse liegen auch beim KKKU vor. Seit Einführung der internationalen Bewertungsskala für meldepflichtige Ereignisse in Kernkraftwerken haben sich im KKKU lediglich vier nach der international anerkannten INES-Skala sicherheitstechnisch bedeutende Ereignisse ereignet, drei waren der INES-Stufe 1 und eins der INES-Stufe 2 zuzuordnen. Dieses ist, wie in der Vorbemerkung erläutert, im internationalen Vergleich eine sehr niedrige Anzahl sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse. Wesentliche Grundlage für diese im internationalen Maßstab positive Bilanz ist in erster Linie das besondere Design der Anlage, aber die Betriebsführung und praktizierte Sicherheitskultur haben mit dazu beigetragen.

Dessen ungeachtet ist es sinnvoll und auch Gegenstand des Sicherheitsmanagementsystems beim KKKU, auch die Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse ohne bzw. mit lediglich geringer sicherheitstechnischer Bedeutung zu reduzieren.

Die meldepflichtigen Ereignisse im KKW werden einem mehrfach gestaffelten Überprüfungsprozess unterzogen. An diesem Prozess sind im Wesentlichen der Betreiber der Anlage, die zuständige atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde mit zugezogenen Sachverständigen sowie das BfS und die GRS beteiligt. Zu Einzelheiten dieses Prozesses wird auf die Vorbemerkung verwiesen. Diese mehrfache, unabhängige Analyse stellt sicher, dass jedes meldepflichtige Ereignis detailliert ausgewertet wird. Dazu gehören auch Analysen zur Klärung der Ursachen bzw. der zu dem Ereignis beitragenden Faktoren, der Maßnahmen zur Abhilfe, der Vorkehrungen gegen Wiederholungen, des Erfolges der zur Abhilfe und gegen Wiederholungen ergriffenen Maßnahmen. Derartige Analysen werden zu einzelnen Ereignissen zu weiteren Anlässen durchgeführt. So sind sie auch Gegenstand regelmäßig über einen längeren Betrachtungszeitraum vorzunehmender Auswertungen von Mängeln auf systematische Ursachen und Fehler. Außerdem erfolgt eine Gesamtbewertung der Betriebserfahrung über eine längere Betriebsphase im Rahmen der verschiedenen nachträglichen Überprüfungen der Sicherheit der Anlage. Hierzu gehören auch die PSÜ. Der aktuelle Stand der Bewertung hinsichtlich systematischer Fehler bzw. Fehlerursachen für das KKW weist aus, dass zu Fehlern gemeinsamer Ursache geeignete Ursachenermittlungen vorgenommen und Maßnahmen zu deren Beseitigung geplant oder bereits umgesetzt sind. Die durchgeführte Trendanalyse hat keine Häufung systematischer Fehler mit zunehmender Betriebsdauer des KKW ergeben. Die Analysen haben erneut die Eignung der im KKW praktizierten Verfahren für eine rasche Erkennung und Beseitigung systematischer Fehler und Ursachen bestätigt. Die erneut überwiegend erreichte Erkennung von systematischen Fehlern ohne Ausfälle von sicherheitsrelevanten Komponenten belegt dieses erneut. Die nachträglichen Analysen längerer Betriebsphasen haben ergeben, dass der Betrieb der Anlage bei fast allen Ereignissen fortgesetzt werden konnte. In den Fällen, in denen dieses nicht möglich war, wurde ein sicherer Anlagenzustand durch den automatischen Eingriff von Sicherheitseinrichtungen und Einleitung sicherheitsgerichteter Maßnahmen durch das Betriebspersonal hergestellt. Dieses verdeutlicht, dass Störungen im Rahmen der bestehenden Auslegung der Anlage und der praktizierten Betriebsführung in ihren Auswirkungen begrenzt werden konnten. Zur Vermeidung von Fehlern im organisatorischen Bereich wurde nach dem Ereignis der Kategorie E aus dem Jahr 1998 ein Sicherheitsmanagementsystem geschaffen. Insgesamt wurde eine ausreichende Zuverlässigkeit und Betriebsbewährung der Systeme und Einrichtungen sowie die Eignung der Betriebsführung aufgezeigt.

Es wird davon ausgegangen, dass es sich bei den in der Anfrage angesprochenen Ereignissen aus den Jahren 1998, 2002 und 2007 um die Ereignisse handelt, die für diese Zeiträume in der „aktuellen Studie zur Gefahr schwerer Unfälle und ihren möglichen Folgen (Becker & Neumann, Juni 2008)“, auf die sich die Große Anfrage in wesentlichen Punkten stützt, und in deren Grundlage, der Studie „Schwere Unfälle im AKW Esenshamm und ihre Folgen - Schwerpunkt Terrorgefahren“, Oda Becker, Helmut Hirsch, April 2006, genannt werden.

Die der Frage zugrundeliegende Annahme, bei den Ereignissen wären erwiesenermaßen Mängel in der Sicherheitskultur vorhanden gewesen, ist unzutreffend. Aus den beiden oben genannten Studien sind keine Begründungen für diese Annahme zu entnehmen.

Zu den Ereignissen aus den Jahren 1998 und 2007 hat das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz (seinerzeit Umweltministerium) im Namen der Landesregierung letztmalig mit der Antwort auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Wenzel, Meihies, Korter (GRÜNE) Stellung genommen (Kleine Anfrage mit Antwort Drs. 15/4071). Beiden Ereignissen ist gemeinsam, dass sie erst durch eine Verkettung verschiedener beitragender Faktoren eintreten konnten. Die Klärung der zu dem Ereignis beitragenden Faktoren, Abhilfen und Vorkehrungen gegen Wiederholungen erfordert eine ganzheitliche Würdigung des Mensch-Technik-Organisations-Systems. Eine willkürliche Verengung der Sicht auf die in der Anfrage angesprochenen einzelnen Aspekte, wie Sicherheitskultur, mangelnde Kompetenz oder Schwächen der Mensch-Maschine-Schnittstelle, wird dem nach dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendigen Vorgehen hingegen nicht gerecht. Ein solches Vorgehen birgt insbesondere die Gefahr, von vornherein mögliche beitragende Faktoren auszublenden und somit entgegen der Sicherheitsinteressen nur unvollständige Abhilfen und Vorkehrungen gegen Wiederholungen vergleichbarer Ereignisse zu ermitteln. Die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik in den atomrechtlichen Verfahren anzuwendende Methode und die wesentlichen Erkenntnisse und die daraus abzuleitenden Maßnahmen sind in der oben genannten Beantwortung bereits

umfassend dargelegt. Wegen der Einzelheiten wird darauf verwiesen. Die dortigen Angaben haben sich in den weiteren Arbeiten bestätigt und sind insoweit weiterhin gültig.

Über das Ereignis aus dem Jahr 2002 hat das Ministerium für Umwelt und Klimaschutz (seinerzeit Umweltministerium) im Namen der Landesregierung den Ausschuss für Umwelt und Klimaschutz (seinerzeit Umweltausschuss) in dessen Sitzungen am 29.11.2002 und 06.12.2002 unterrichtet (Ausschussprotokolle 14/136 und 14/137). Hierauf wird verwiesen. Auch dieses Ereignis war erst durch die Verkettung verschiedener beitragender Faktoren möglich. Diese waren allerdings nicht auf den Bereich des Betreibers des KKW beschränkt. Das Ereignis konnte vielmehr erst durch eine Verkettung von beitragenden Faktoren auf Seiten der Hersteller, der Prüffirmen, der Sachverständigen und der bundesweit anzuwendenden Vorschriften und Qualitätsnormen mit solchen auf Seiten der Betreiber entstehen. Als Konsequenz wurden daher auch über Niedersachsen hinausreichende Verstärkungen der Kontrollketten, Verbesserungen der Qualitätssicherungs- und Kontrollsysteme veranlasst. Die sonstigen obigen Ausführungen zu den Ereignissen aus den Jahren 1998 und 2007 gelten auch hier. Auf diese wird verwiesen.

Eine Verkürzung auf eine der in der Anfrage angesprochenen Alternativen wäre nicht sachgerecht und wird deshalb hier auch nicht vorgenommen.

Zu 6:

Sicherheitsmanagement ist definiert als die Gesamtheit der Tätigkeiten zur Planung, Organisation, Leitung und Kontrolle von Personen und Arbeitsaktivitäten im Hinblick auf die wirksame Erreichung eines hohen Sicherheitsniveaus, das heißt zur Erreichung einer hohen Qualität aller für die Sicherheit bedeutsamen Tätigkeiten, und zur Förderung einer hohen Sicherheitskultur. Das Sicherheitsmanagement bildet ein Instrument zur Erfüllung der durch Gesetze, Rechtsverordnungen und Verwaltungsakte festgelegten Anforderungen an den Anlagenbetrieb. Sicherheitsmanagement ist nicht auf spezielle Organisationseinheiten beschränkt, sondern umfasst die gesamte, die nukleare Sicherheit betreffende Organisation des KKW. Das im KKW implementierte selbstlernende Sicherheitsmanagementsystem umfasst alle Festlegungen, Regelungen und organisatorischen Hilfsmittel, die vorgesehen sind, um Abläufe, Tätigkeiten, Aufgaben und Randbedingungen, die die nukleare Sicherheit betreffen, sicher abzuwickeln, die Zielerreichung zu kontrollieren und zu verbessern. Das Sicherheitsmanagementsystem stellt ein Werkzeug dar, mit dem eine starke Sicherheitskultur gefördert und unterstützt wird. Das Sicherheitsmanagementsystem stellt sicher, dass die organisatorischen Regelungen, die Ressourcen und die Infrastruktur verfügbar sind, die einen sicheren Betrieb des KKW ermöglichen, eine frühzeitige Erkennbarkeit einer etwaig nachlassenden Sicherheit und erforderlichenfalls ein frühzeitiges Entgegensteuern gewährleisten und in Bezug auf die Sicherheit einen kontinuierlichen Verbesserungsprozess ermöglichen. Durch die Festlegung zweckmäßiger Verbesserungen kann das Sicherheitsniveau der Anlage KKW langfristig erhalten und gesteigert werden.

Zu 7 und 8:

Die RSK hat im Jahr 2003 in ihrer Stellungnahme zur Erhöhung der thermischen Reaktorleistung des Kernkraftwerkes Grafenrheinfeld (KKG) die Betriebserfahrungen mit Leistungserhöhungen ausgewertet. Es ergaben sich keine Hinweise oder zusätzliche Aspekte, die gegen eine Leistungserhöhung sprechen. Dies betrifft insbesondere die Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen hinsichtlich Auffälligkeiten, die auf eine thermische Leistungserhöhung zurückzuführen wären.

Von der RSK wurden keine Forderungen für andere Kernkraftwerke abgeleitet. Aus der Stellungnahme der RSK zur Erhöhung der thermischen Reaktorleistung des Kernkraftwerkes Grafenrheinfeld ergab sich kein Erfordernis, die Nachweisführung für das KKW zu überprüfen.

Im Genehmigungsverfahren zur Erhöhung der thermischen Reaktorleistung von 3 733 MW auf 3 900 MW im KKW wurden die Überprüfungen im Jahr 2000 mit positivem Ergebnis abgeschlossen. Die Prüfungen ergaben, dass die im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung notwendigen Modifikationen an den elektrotechnischen Einstellwerten im Hinblick auf die Kernausslegung sowie hinsichtlich des anlagendynamischen Verhaltens der Anlage, der ausreichenden sicherheitstechnischen Auslegung der Systeme und Komponenten für den Betrieb und auch zur Störfallbeherrschung geeignet sind, die aus den kerntechnischen Regelwerken ableitbaren Anforderungen zu er-

füllen und dass das an die Systeme und Komponenten zu stellende Sicherheitsniveau beibehalten wird.

Auch die im Rahmen der Genehmigungsverfahren zur Errichtung und zum Betrieb der Gesamtanlage und der späteren Änderungen mit positivem Ergebnis durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen wurden dieser Genehmigungsentscheidung zugrunde gelegt. Die Sachprüfungen des Genehmigungsverfahrens konzentrierten sich auf die Besonderheiten der durch die neuen Ziel- und Grenzwerteinstellungen resultierenden Auswirkungen auf die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten der Anlage einschließlich des anlagendynamischen Verhaltens der Gesamtanlage und der Kernausslegung. Dabei sind von der atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde und von dem zugezogenen Sachverständigen speziell alle in der Reichweite der Änderungen liegenden Auswirkungen auf andere Anlagenteile und Verfahrensabschnitte der genehmigten Anlage eingehend überprüft worden. Dieses Vorgehen entspricht der einschlägigen Rechtsprechung.

Damit wurde die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen:

- Die sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen für den Reaktorkern sind im Hinblick auf die für eine Leistungserhöhung relevanten Gesichtspunkte weiterhin gültig und können als Basis für die sicherheitstechnische Beurteilung des Reaktorkerns herangezogen werden. Die sich aufgrund der Leistungserhöhung ergebenden Änderungen bei den reaktorphysikalischen und thermohydraulischen Kenngrößen sind klein gegenüber den Variationen aufgrund von Änderungen in der Kernbelegung, sodass sich keine Schwierigkeiten bei der Einhaltung der zulässigen Werte gemäß den sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen ergeben. Von den Brennelementen werden die Anforderungen und Auslegungskriterien der sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen weiterhin eingehalten.
- Das Reaktorkühlsystem ist in der Lage, die erhöhte thermische Reaktorleistung zu übertragen und durch die geänderten Kühlmitteltemperaturen ergeben sich keine sicherheitstechnischen Auswirkungen. Die vorgesehenen Grenzwertänderungen für den Druckhalter-Füllstand sind zielgerichtet und sicherheitstechnisch zulässig. Die Komponenten und Einrichtungen des Wasser-Dampf-Kreislaufs sind aufgrund ihrer Auslegungsreserven ausreichend bemessen, um die aus der Leistungserhöhung resultierenden höheren Speisewasser- bzw. Frischdampf-Massenströme fördern bzw. abführen zu können. Die durch die Leistungserhöhung bedingten Belastungsänderungen sind bereits durch die Vorgaben der Belastungsspezifikationen abgedeckt bzw. als nicht signifikant anzusehen. Die Kapazitäten der Wärmeabfuhrsysteme sind im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen auch für die erhöhte Reaktor- bzw. Nachzerfallleistung ausreichend. Die auslegungsgemäße Funktion sowohl der Messwert erfassung als auch der Messwertverarbeitung des Reaktorschutzsystems und des Begrenzungssystems sowie der sicherheitstechnisch wichtigen Messungen bleibt erhalten.
- Die Betriebsweise der Anlage wird durch die Leistungserhöhung nicht verändert. Einflüsse auf die Wirksamkeit von zur Störungsbeherrschung erforderlichen Systemen oder qualitative Änderungen von Störungsabläufen ergeben sich durch die Leistungserhöhung nicht. Die Ansprechhäufigkeit des Reaktorschutzsystems wird bei Störungen auch bei einer erhöhten Ausgangsleistung nicht erhöht. Auswirkungen bezüglich der Einhaltung der für Störfälle zugrunde zu legenden Schutzziele ergeben sich nicht.
- Das Aktivitätsinventar steigt näherungsweise proportional zur Leistungserhöhung. Die Auslegungskonzentration der radioaktiven Nuklide ändert sich nicht und die reale Aktivitätskonzentration der dosisrelevanten Nuklide im Primärkühlmittel kann mit betrieblichen Möglichkeiten im bisher üblichen Bereich gehalten werden.
- Die potentiellen Strahlenexpositionen im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen bleiben wie bisher weit unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung.
- Die mit der Erhöhung der thermischen Reaktorleistung verbundenen Veränderungen der Prozessparameter und der abzuführenden Nachzerfallwärme ergeben keine sicherheitstechnisch nachteiligen Einflüsse auf die Einleitung und die Wirksamkeit der vorgesehenen anlageninternen Notfallmaßnahmen.

- Durch die im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung erforderlichen Tätigkeiten ergab sich keine sicherheitstechnische Beeinträchtigung der Anlage, da diese im Anlagenstillstand durchgeführt wurden. Die Betriebsunterlagen, in denen absolute Betriebswerte genannt werden, wurden angepasst. Die dargestellten Betriebsweisen oder die Behandlung von anomalen Betriebszuständen und von Störfällen werden durch die Leistungserhöhung nicht beeinflusst.

Zu 9:

Wie in allen Anlagen sind auch im KKK Maßnahmen im Bereich auslegungsüberschreitender Ereignisse vorgesehen. Diese Maßnahmen werden als Notfallmaßnahmen bezeichnet und sind als Prozeduren im Notfallhandbuch dokumentiert.

Die Kriterien zur Durchführung von Notfallmaßnahmen sind im Betriebshandbuch des KKK beschrieben und orientieren sich dabei an konkreten physikalischen Parametern (Druck, Temperatur, Durchsatz, Füllstand, Neutronenfluss usw.).

Diese Kriterien wurden so festgelegt, dass die zur Vorbereitung und Durchführung von Notfallmaßnahmen benötigte Zeitspanne (dies ist nicht die Interventionszeit) konservativ berücksichtigt wird. Die Einhaltung der jeweils maximal zulässigen Zeitspanne zur Durchführung wird durch wiederkehrende Trainingsmaßnahmen des Personals sichergestellt.

Interventionszeiten, die definitionsgemäß den Zeitraum vom Erkennen einer Schutzzielverletzung bis zum Beginn der Einleitung von Maßnahmen umfassen, sind ganz bewusst nicht angegeben.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurde der Einfluss der Leistungserhöhung auf Notfallmaßnahmen bewertet. Die Prüfung zeigte, dass durch die Leistungserhöhung sich keine Einschränkungen hinsichtlich der Durchführbarkeit der Maßnahmen ergaben.

Zu 10:

Es wird davon ausgegangen, dass es sich bei der Quelle für die in der Frage angesprochene angebliche Feststellung des BfS einer Häufung von Korrosionsereignissen um den Bericht „Abschlussbericht zum Forschungsvorhaben SR 251 „Analyse und Bewertung des Gefährdungspotentials durch Korrosion in deutschen LKR-Anlagen“ des TÜV Nord EnSys, Hannover GmbH & Co. KG, BMU-2007-698, Herausgeber Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, 2007“, handelt, der in der „aktuellen Studie zur Gefahr schwerer Unfälle und ihren möglichen Folgen (Becker & Neumann, Juni 2008)“, auf die sich die Große Anfrage in wesentlichen Punkten stützt, zum Beleg einer angeblich besonderen Korrosionsanfälligkeit des KKK herangezogen wird.

Dieser Bericht enthält keine Feststellungen des BfS über eine Häufung von Korrosionsereignissen des KKK. Das BfS gehört nicht zu den Autoren des Berichts.

Der Bericht enthält vielmehr einen Abschlussbericht über ein vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit gefördertes Vorhaben. Verantwortlich für den Inhalt sind laut Impressum des Berichts allein die Autoren, bei denen es sich um den TÜV Nord EnSys, Hannover GmbH & Co. KG handelt.

Der Bericht enthält aber auch keine Bewertung der Häufung von Korrosionsereignissen des KKK.

Vielmehr unterrichtet der Bericht über ein Forschungsvorhaben der Autoren, die dabei erzielten Ergebnisse und daraus zu ziehenden Schlussfolgerungen. Gegenstand der Arbeit sind nicht das KKK und andere einzelne Kernkraftwerke. Die Aufgabenstellung des Forschungsvorhabens war es hingegen, ausgehend von Meldungen über Vorkommnisse in kerntechnischen Anlagen aus den Jahren 1994 bis 2004, deren Ursachen im Auftreten von Korrosion lag, für die vorkommenden und nicht umfangreich untersuchten Korrosionsarten eine systematische Analyse durchzuführen. Dabei beschäftigen sich die Forschungsnehmer auch mit grundsätzlichen methodischen Fragen der Bewertung eines Gefährdungspotentials durch Korrosion, für die es noch keine festgelegten Handlungsvorgaben gibt. Dabei gehen sie auch der Frage nach, ob die Korrosion in den heutigen kerntechnischen Regelwerken nach ihren hinzugewonnenen Erkenntnissen hinreichend berücksichtigt ist.

Zu wichtigen Ergebnissen und Schlussfolgerungen der Forschungsnehmer gehören insbesondere folgende Punkte:

Es zeigte sich, dass etwa 90 % der korrosionsbedingten Ereignisse bei den planmäßig durchgeführten Wartungs-, Inspektions- oder Prüfmaßnahmen einschließlich der regelmäßigen Begehungen und alle übrigen durch die betrieblichen Überwachungseinrichtungen erkannt wurden; kein im Rahmen des Forschungsvorhabens ausgewertetes korrosionsbedingtes Ereignis führte zum Ansprechen von betrieblichen Schutzsystemen. Die Autoren kommen zu dem Ergebnis, dass die Praxis in Deutschland zu einem rechtzeitigen Erkennen von Ursachen, Erscheinungen und von Folgen von Korrosion führte und Schutz- und Sicherheitseinrichtungen nicht eingreifen mussten.

Die Forschungsnehmer gelangten hinsichtlich der Bewertung des Gefährdungspotentials von Korrosionsarten, von denen im Grunde ein erhöhtes Gefährdungspotential ausgeht, für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor wie das KKW zu dem Ergebnis, dass über die bisher getroffenen Maßnahmen zur Vermeidung dieser Schadensformen im Hinblick auf die nukleartechnische Sicherheit im Grundsatz keine weiteren getroffen werden müssen. Sie empfehlen allerdings unter Gesichtspunkten des Personen- und Kapitalschutzes die Überprüfung bestimmter Überwachungsprogramme in den Anlagen und vertiefte Forschung zu speziellen Materialien.

Was die in der Anfrage angesprochene Häufigkeit von Korrosionsereignissen im KKW angeht, ist das Ergebnis der Forschungsnehmer zu der Analyse des Aufkommens der korrosionsbedingten Ereignisse unter Berücksichtigung des Errichtungszeitraums der deutschen Kernkraftwerke von Interesse. Sie gelangen zu dem Ergebnis, dass es keinen signifikanten Zusammenhang zwischen dem Alter der Anlage und den festgestellten Korrosionserscheinungen gegeben hat. Tendenziell treten allerdings bei den Anlagen aus neueren Baureihen weniger korrosionsbedingte Ereignisse auf. Dieses führen die Forscher jedoch nicht auf das geringere Alter der Anlagen zurück, sondern auf die Umsetzung von weiterentwickelten Anforderungen.

Die Autoren gelangen aber zu dem Schluss, dass das System der wiederkehrenden Prüfungen, betrieblichen Überwachungen und vorbeugenden Inspektionen und Wartungen eine frühzeitige Erkennung von trotz Vorbeugemaßnahmen dennoch auftretenden Korrosionserscheinungen gewährleistet.

Vor diesem Hintergrund stellt die TÜV Nord EnSys, Hannover GmbH & Co. KG in ihrer Stellungnahme auch fest, dass sich aus den Ergebnissen des Berichtes für das KKW kein Bedarf für einen erweiterten Austausch von Rohrleitungen und Komponenten ableiten lässt.

Die atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde hat im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens alle erforderlichen Maßnahmen getroffen, die zur Veranlassung der vorgenannten Maßnahmen zur Umsetzung der Vorbeugemaßnahmen, zur Überwachung des Qualitätszustandes der Anlage, zur Bewertung von Befunden, zur Klärung von Ursachen, zum Schaffen von Abhilfen und Vorkehrungen gegen Wiederholungen und Prüfung der Übertragbarkeit auf andere Anlagenbereiche sowie zu einer längerfristigen Überprüfung auf systematische Fehler erforderlich sind.

Zu 11 bis 13:

Die Korrosionsmechanismen an Werkstoffen werden weltweit verfolgt und unter anderem im Hinblick auf Relevanz der verwendeten Werkstoffe bewertet. Die aufgrund von bereits bekannten Phänomenen initiierten Prüfprogramme und Untersuchungen sind im KKW fester Bestandteil des Prüfhandbuchs und werden daher in festen Intervallen wiederholt.

Aufgrund neuer Erkenntnisse des Erfahrungsrückflusses werden diese Prüfprogramme ständig angepasst und gegebenenfalls weiter optimiert. Dabei fließen auch die Erkenntnisse aus wissenschaftlichen und technologischen Forschungen ein sowie eine ständig verbesserte werkstofftechnische Prüftechnik.

Wenn bei diesen Prüfungen Auffälligkeiten detektiert werden, so werden sie bewertet und aufgrund des Schadenmechanismus und weiteren gegebenenfalls zerstörenden technologischen Tests einem der bekannten Korrosionsermüdungs- und sonstigen Schadenmechanismen zugeordnet.

Die nachfolgende Tabelle gibt einen Überblick zu den seit 1994 aufgetretenen korrosionsbedingten Ereignissen.

Jahr	Ereignis	Korrosionsmechanismus
1995	01	chloridinduzierte Spannungsrisskorrosion
1996	10	Erosionskorrosion
1998	14	Flächenkorrosion nach Versagen einer Dichtung
1998	15	Erosionskorrosion
1999	05	mikrobakterielle induzierte Korrosion
1999	08	interkristalliner Korrosionsangriff
1999	18	Erosionskorrosion
2000	04	Lochkorrosion
2002	02	Sekundärschaden aufgrund schadhafter Gummierung
2002	09	Stillstandskorrosion
2004	02	Sekundärschaden aufgrund schadhafter Beschichtung
2004	03	mikrobakterielle induzierte Korrosion, Sekundärschaden aufgrund schadhafter Beschichtung
2004	04	Muldenkorrosion, dehnungsinduzierte Korrosion
2005	02	korrosiver Angriff aufgrund Aufkonzentrationsvorgängen
2006	03	Sekundärschaden wegen schadhafter Gummierung
2006	09	Korrosionsmechanismus nicht ermittelt
2007	01	chloridinduzierte transkristalline Spannungsrisskorrosion und Fertigungsfehler aus der Herstellung
2007	05	interkristalline Spannungsrisskorrosion
2007	06	Spannungsrisskorrosion
2008	01	Sekundärschaden aufgrund schadhafter Beschichtung
2008	06	äußere Korrosion durch Fremdmedium, Ergebnisse der metallografischen Untersuchung liegen noch nicht vor

Bei aufgetretenen Ereignissen wird umgehend mit Ursachenermittlung begonnen. Nachdem die Schadensursache ermittelt worden ist, werden immer Maßnahmen im Hinblick auf Vorkehrungen gegen Wiederholung initiiert.

Die Maßnahmen im KKV sind vielfältig und orientieren sich dabei an den konkreten system- und komponentenspezifischen Betriebsbedingungen. So wird ein Austausch von Komponenten den zugrundeliegenden Korrosionsmechanismus nicht zwingend beseitigen, sodass die grundlegenden Ursachen eliminiert werden müssen.

Die zur Beseitigung der Schadensursache durchzuführenden Maßnahmen werden häufig in Kombination angewendet. Dabei werden ebenfalls die Erkenntnisse aus den Betriebserfahrungen anderer Anlagen einbezogen.

Ein Beispiel für einen im KKV auftretenden Korrosionsmechanismus ist die mikrobakterielle induzierte Korrosion (MIC).

Von dieser Korrosionsart sind im KKV alle mit dem Betriebsmedium „Weserwasser“ beaufschlagten Kühlwassersysteme potenziell betroffen. Deshalb müssen die relevanten Komponenten wie Wär-

metauscher, Armaturen, Rohrleitungen und Pumpen durch geeignete Maßnahmen direkt an der Kontaktfläche zum Betriebsmedium geschützt werden, da z. B. Maßnahmen am Medium Weserwasser aus Umweltschutzgründen unzulässig wären.

Aufgrund von Schäden an den Nebenkühlwasserpumpen wurden werkstofftechnische Maßnahmen in Bezug auf eine MIC-resistente Werkstoffauswahl sowie eine verbesserte Beschichtungstechnik an den medienberührten Teilen der Pumpen eingeführt. Durch diese Kombination der Maßnahmen ist ein optimierter Korrosionsschutz für die Pumpen erreicht, der durch die begleitenden Kontrollen bestätigt wird.

Unabhängig davon wurde erkannt, dass zum Thema mikrobielle induzierte Korrosion in Bezug auf die relevanten Parameter der Korrosionsgeschwindigkeit wenig wissenschaftlich abgesicherte Daten zur Verfügung stehen.

Zur Datenerhebung wurde deshalb seitens des KKK ein Versuchsprogramm mit dem Ziel gestartet, die Korrosionsgeschwindigkeiten an ausgewählten Werkstoffen unter realen Bedingungen zu ermitteln. Die Untersuchungen sind noch nicht abgeschlossen; Ergebnisse werden dann auch anderen Anlagen zur Verfügung gestellt.

Durch dieses am Beispiel der mikrobiellen induzierten Korrosion vorgestellte Vorgehen ist sichergestellt, dass Korrosionsschäden rechtzeitig erkannt werden, bevor die sicherheitstechnische Funktion oder Integrität des Systems gefährdet wird. Der Umstand von meldepflichtigen Ereignissen aufgrund von Korrosion erlaubt keine negativen Rückschlüsse auf die Wirksamkeit der angewendeten Methodik von Prüfungen und Maßnahmen, sondern ist vielmehr ein Beleg dafür, dass korrosionsbedingte Schäden sehr frühzeitig erkannt und dadurch grundlegend beseitigt werden können.

Es ist noch anzumerken, dass für die Integrität der Systeme einzelne lokal begrenzte Korrosionsangriffe, die jedoch aufgrund der formalen Bedingungen der Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung - AtSMV) gemeldet werden, von sicherheitstechnisch untergeordneter Bedeutung sind. Dies ist für alle bislang im KKK detektierten Ereignisse zutreffend.

Anlagenauslegungsüberschreitende Störfallereignisse

Zu 14:

Ein Kernschmelzunfall mit geöffnetem Containment wird für deutsche Kernkraftwerke nicht unterstellt. Das gilt auch für das KKK. Die Auslegung der Kernkraftwerke gewährleistet, dass derartige Ereignisabläufe praktisch ausgeschlossen werden können.

Unabhängig davon ist jedoch auch im KKK vorgesehen, in Ergänzung zu den PSÜ entsprechende Analysen zu Kernschmelzunfällen jenseits der Auslegung (PSA der Stufe 2) durchzuführen und diese zeitlich parallel zur PSÜ 2011 vorzulegen.

Ergebnisse von PSA der Stufe 2 für andere Druckwasserreaktoren, wie zum Beispiel der PSA der Stufe 2 für die Anlage Kernkraftwerk Neckarwestheim 2 (GKN 2), zeigen, dass Szenarien mit hohen Freisetzungen in der Regel - innerhalb des ohnehin extrem niedrigen Häufigkeitsspektrums - mit besonders niedrigen Eintrittshäufigkeiten verbunden sind. Für das KKK werden ähnliche Ergebnisse wie bei den bekannten Analysen erwartet.

Denkbare, über die Anlagenauslegung hinausgehende Störfallereignisse fallen in den Bereich der kerntechnischen Notfälle, die im Rahmen des Notfallschutzes zu betrachten sind. In diesem Zusammenhang können nach dem „Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen“ (Berichte der Strahlenschutzkommission - SSK - des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Heft 37/2003) Annahmen für mögliche Freisetzungen getroffen werden, die sich an einer Freisetzung der Freisetzungskategorie (FK) 2 der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke - Phase A (DRS-A) orientieren.

Danach wäre eine maximale Freisetzung von etwa 29 % des Kerninventars für Cäsium anzunehmen. Das Cäsium-137-Kerninventar eines mit Mischoxid(MOX)-Brennelementen beladenen

Druckwasserreaktors einer thermischen Leistung von 3 950 MWth (etwa KKV) beträgt nach oben aufgeführtem Leitfaden in einem ungünstigen Fall (Stillstandszeit 28 Tage, Betriebszeit 328 Tage, Abbrand 42,35 MWd/kg) $5,1E+17$ Bq.

Die für die Beurteilung des Anlagenzustands Verantwortlichen geben als Grundlage für Maßnahmen des Katastrophenschutzes eine Freisetzungskategorie aus einer Risikostudie oder die unter den gegebenen Umständen maximal mögliche Freisetzung an.

Zu 15:

Freisetzungen aus dem Brennelementlagerbecken bzw. durch Versagen der Brennelementkühlung im Lagerbecken werden nicht unterstellt. Zu über die Anlagenauslegung hinausgehenden Ereignissen wird wegen der Einzelheiten auf die Darlegungen in den „Vorbemerkungen zur Betrieblichen Sicherheit“ und die Antwort zu Frage 14 verwiesen.

Zu 16:

Die Organisation der Evakuierung der Bevölkerung wird durch die Evakuierungspläne als Bestandteil der Sonderpläne zum KKV geregelt. Evakuierungsplanungen sind für den Bereich im 10-km-Umkreis (Zentral- und Mittelzone) vorgesehen. Für die darüber hinaus gehende Zone wird zunächst von keiner grundsätzlichen Evakuierungsnotwendigkeit ausgegangen. Im Bedarfsfall erfolgen die notwendigen Maßnahmen aber auch in dieser Zone, um die Strahlenexposition der Bevölkerung zu minimieren.

Die Evakuierung ist besonders dann eine wirkungsvolle Schutzmaßnahme, wenn sie vor Durchzug der sogenannten radioaktiven Wolke erfolgen kann. Für die Einschätzung sind Windstärke und Windrichtung ausschlaggebend. Der Zeitbedarf einer Evakuierung hängt von verschiedenen Faktoren wie etwa der Uhrzeit, dem Wochentag oder der Jahreszeit, gegebenenfalls in Verbindung mit den Wetter-, Straßen- und Verkehrsverhältnissen ab. Generelle Aussagen über die Dauer von Evakuierungen sind daher nicht möglich. Bundeseinheitlich beziehen sich die Einzelheiten der von den zuständigen Behörden aufzustellenden Evakuierungsplanungen auf die „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ der Ständigen Konferenz der Innenminister und -senatoren der Länder und des Länderausschusses für Atomkernenergie. Die letzte Aktualisierung vom 21. September 2008 ist zurzeit in der Umsetzung durch das Land.

Zu 17:

Nein.

Zu 18:

Entfällt.

Zu 19:

Die Freie Hansestadt Bremen liegt außerhalb der 10-km-Zone. Im Übrigen wird auf die Antwort zu Frage 16 verwiesen.

Zu 20:

Es ist nach Auffassung der Landesregierung unerlässlich, die Bevölkerung in regelmäßigen Abständen umfassend zu informieren und auf die zu treffenden Schutzmaßnahmen hinzuweisen. Der Ratgeber für die Bevölkerung in der Umgebung des KKV muss nach § 53 Abs. 5 Strahlenschutzverordnung alle fünf Jahre überarbeitet und an die Bevölkerung verteilt werden. Eine Neuauflage wurde im Juni 2008 verteilt. So enthält der Ratgeber wichtige allgemeine Daten und Fakten sowie Informationen und Sicherheitshinweise. Eingebunden in die Verteilung des Ratgebers ist ein Merkblatt der zuständigen Katastrophenschutzbehörden für die Umgebung des KKV mit Hinweisen zur Warnung, Evakuierung, Verkehrseinschränkungen und der Wirkungsweise von Jodtabletten sowie deren Ausgabe. Zusammen mit dem Ratgeber wurde in diesem Jahr zusätzlich eine „Kurzinformation zur Verwendung von Jodtabletten bei einem schweren Unfall in einem Kernkraftwerk“ des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit verteilt.

Zu 21:

Eine Warnung der Bevölkerung erfolgt in den beiden seitens Niedersachsens betroffenen Landkreisen Wesermarsch und Cuxhaven über Sirenen. Da Sirenen keine weiteren Informationen zur Evakuierung etc. vermitteln können, wird im Bedarfsfall zusätzlich durch andere geeignete Mittel wie etwa Lautsprecherdurchsagen gewarnt. Die Unterrichtung der Bevölkerung erfolgt zudem über die gängigen Medien Rundfunk, Fernsehen und Internet. Es handelt sich insoweit um das gängige Verfahren im Umfeld kerntechnischer Anlagen.

In Vertretung

Dr. Stefan Birkner