

**Direction de l'Environnement
et du Cadre de Vie**

Commission Locale d'Information
et de Surveillance du Centre Nucléaire
de Production d'Électricité de Fessenheim

Colmar, den 20. März 2018

**Protokoll der am 28. November 2017 tagenden Plenumsitzung der örtlichen
Sicherheitskommission (CLIS)
des Kernkraftwerkes (CNPE) von FESSENHEIM**

Herr HABIG begrüßt die Mitglieder des CLIS, die Vertreter der ASN, die Vertreter der Verwaltungen, insbesondere den Stellvertretenden Präfekten und Generalsekretär der Präfektur, Herrn MARX, die Regierungspräsidentin, Frau SCHÄFER, die Vertreter der EDF und die Presse.

Er entschuldigt Herrn TOUVET, den Präfekten des Haut-Rhin, der wegen einer Sitzung in Paris unabhkömmlich ist, die Präsidentin des Conseil Départemental, Frau KLINKERT, die Landrätin, Frau STÖRR-RITTER, die Regionalrätin, Frau LAEMLIN, die Departementsräte Frau DIETRICH und Herrn HEMEDINGER, die Bürgermeister ENGASSER, SCHMITT und LÖFFLER, Herrn JIMENEZ vom GIM Est und Herrn BARTH vom Landkreis Breisgau-Hochschwarzwald.

Herr Habig stellt die Tagesordnung vor:

1. Die Genehmigung des Berichts der öffentlichen Sitzung vom 20. Juni 2017;
2. Die Erweiterung des Umfangs und Aktualisierung des Besonderen Interventionsplanes, PPI - (Präfektur);
3. Die Erdbebenstandfestigkeit der der Anlage zugeordneten Dieselnstromaggregate des Standortes und Inspektion der ASN vom 30. August 2017;
4. Die Wasserstoff-Rekombinatoren (EDF);
5. Die Temperaturen bezüglich der Duktilität/Brüchigkeit (ASN);
6. Die Problematik des Dampferzeugers des Reaktors 2 und sonstiger von *Creusot Forge* hergestellter Metallteile, die am Standort Fessenheim im betrieblichen Einsatz sind (ASN und Frau SENÉ) ;
7. Die Arbeiten zwecks Gewährleistung der Dichtigkeit des Daches von Reaktor 2 (EDF)
8. Die Störfälle der Stufe 1, die seit der letzten CLIS-Sitzung zu verzeichnen waren und Erfahrungsaustausch (EDF und ASN)

9. Die Inspektion vom 7. August 2017 und das anschließende Schreiben vom 25. August 2017 (ASN);

10. Sonstiges.

Einleitend drückte Herr LACÔTE sein Erstaunen über die Art und Weise aus, wie das Thema des Besonderen Sicherheitsplanes (PPI) zur Tagesordnung hinzugefügt wurde; er möchte daran erinnern, dass die Tagesordnung der CLIS-Sitzung auf der Vorstandssitzung beschlossen wird.

Er bedauert, dass der Herr Präfekt das CLIS niemals in die den PPI betreffenden Diskussionen einbezogen habe, während auf nationaler Ebene die Nationale Vereinigung für Kerntechnik und Sicherheit (ANCCLI) an den das Thema betreffenden Erörterungen beteiligt war. Er bittet den Generalsekretär, über die Position des Präfekten und der Regierung zur Schließung Fessenheims unter dem Punkt ‚Sonstiges‘ zu informieren.

Herr HABIG bekräftigt gegenüber Herrn LACÔTE, dass es möglich sei, die Frage nach der Haltung der Regierung zur Zukunft des Kernkraftwerkes von Fessenheim zu stellen, und erklärt, dass es ihm als Vorsitzendem des CLIS nicht möglich sei, zu verhindern, dass der Präfekt einen Punkt auf die Tagesordnung setzen lasse.

Punkt 1 – Die Genehmigung des Berichtes der öffentlichen Sitzung des CLIS vom 20. Juni 2017

Herr HABIG beantragt die Genehmigung des Protokollentwurfs der öffentlichen Sitzung des CLIS vom 20. Juni 2017. (**Anhang 1 in Französisch, Anhang 2 in Deutsch**).

Herr BARTHE merkt an, dass in diesem umfangreichen Protokoll einige kleinere Passagen des Direktors des Kernkraftwerks fehlten. Da das von ihm Gelesene nicht mit seinen Äußerungen übereinstimmt, stimmt er gegen die Genehmigung des Protokolls.

Herr LEDERGERBER schließt sich der von Herrn BARTHE vertretenen Ansicht an und bemängelt, dass die den Damm betreffende spektrometrische Analyse nicht in die Tagesordnung des CLIS aufgenommen wurde. Er hat Verständnis dafür, dass es bezüglich der PPI eine Verpflichtung des Staates gebe. Das CLIS müsse jedoch auch den seit geraumer Zeit bereits Besorgnis erregenden Themen, wie der Problematik des Damms, Vorrang einräumen.

Nach Angaben von Herrn WALTER sind anlässlich der Vorstandssitzung keinerlei Informationen seitens des Ingenieurbüros BORATEC eingegangen, deshalb war es nicht möglich, diese Studie auf die Tagesordnung zu setzen. Da der Bericht des Ingenieurbüros nicht pünktlich zum Datum der Sitzung des CLIS übermittelt worden war, konnte dieses Thema nicht in die Tagesordnung integriert werden.

Frau SCHÄFER äußert Verständnis für folgenden Sachverhalt: Die Tatsache, dass die BORATEC-Untersuchung nicht auf die Tagesordnung des CLIS gesetzt wurde, ist darauf zurückzuführen, dass diese beim Conseil Departemental noch gar nicht eingetroffen war.

Herr WALTER bestätigt, dass dem Département bisher keinerlei Informationen über diese Studie übermittelt wurden.

Herr HABIG bestätigt, dass das Planungsbüro über sämtliche Informationen verfügte.

Frau SCHÄFER erläutert, ihre Dienststellen arbeiteten bei anderen Themen mit BORATEC zusammen und schlägt vor, man solle sich an das Planungsbüro wenden, um sich über den aktuellen Stand der Bearbeitung des Dossiers zu informieren.

Frau DUONG äußert sich zu einer von einem Übersetzer übermittelten Information. Dieser ist gerade damit befasst, für BORATEC den Vorbericht zu übersetzen; BORATEC hat dem Département die deutsche Fassung des Berichtes nicht übermittelt.

Herr LACÔTE beantragt, dass der Bericht den CLIS-Mitgliedern rasch zugesandt werden solle. Herr WALTER erläutert, dass dieser Bericht im Anschluss an die Kenntnisaufnahme durch ihn versandt werde. Er kann keinen Bericht weiterleiten, der vom Département nicht validiert worden ist.

Herr HABIG verweist auf die Tagesordnung und schlägt die Genehmigung des Protokolls vor.

Das Protokoll wird mit folgenden Stimmen angenommen:

- 17 Stimmen dafür,
- 1 Stimme dagegen,
- 2 Enthaltungen.

Punkt 2 – Die Erweiterung des Umfangs und Aktualisierung des Besonderen Interventionsplanes, PPI - (Präfektur); Anhang 3

Herr HABIG bittet Herrn MARX, den Generalsekretär und stellvertretenden Präfekten von Colmar-Ribeauvillé, die Erweiterung des Umfangs und die Aktualisierung des Besonderen Interventionsplanes (PPI) vorzustellen.

Herr MARX begrüßt alle Teilnehmer im Namen des Herrn Präfekten, der aufgrund eines Termins im Innenministerium verhindert ist. Er begrüßt Frau SCHÄFER, Herrn Dr. SCHÜLE und alle anderen Anwesenden.

Zu Herrn LACÔTE gewandt erläutert er, dass der PPI für die gesamte kerntechnische Anlage und für jede industrielle Einrichtung, die unter die CEVESO-Richtlinie fällt, gilt. Derzeitig sind im Verordnungsbereich Veränderungen feststellbar, durch die sich der Umfang der Vorschriften erweitert. Falls Herr LACÔTE wünscht, dass dieser Punkt nicht auf die Tagesordnung komme, verzichte er auf eine Präsentation. Er meint jedoch, dass es sich um eine wichtige Information handle.

Herr LACÔTE ist ganz offensichtlich damit einverstanden, dass dieses Thema vorgestellt wird, bedauert jedoch, in welcher Weise es in die Sitzungsplanung aufgenommen wurde.

Herr MARX bittet Herrn SCHNEIDER, den PPI vorzustellen.

Herr SCHNEIDER erinnert daran, dass der PPI für den Schutz der Bevölkerung, der Güter und der Umwelt eingeführt wurde und um den besonderen Risiken aufgrund der vorhandenen bzw. in Betrieb befindlichen Anlage, die sich ja an einem konkreten, nicht verlegbaren Standort befindet, Rechnung zu tragen. Der PPI ist Teil des auf Departements-Ebene geltenden Katastrophen-Einsatzplanes (ORSEC).

Der Redner legt die Zielsetzungen hinsichtlich der Aktualisierung der PPI dar:

- Neufassung der PPI alle 5 Jahre (die letzte Überarbeitung der PPI für die kerntechnische Anlage in Fessenheim datiert auf das Jahr 2012) ;
- Berücksichtigung derjenigen Weiterentwicklungen der Strategien, die sich aus dem Erfahrungsaustausch (REX) im Zusammenhang mit dem Unfall in Fukushima-Daiichi ableiten;

- Durchführung einer nationalen Katastrophenschutzübung. Diese soll im Juni 2018 stattfinden.

Bei dem Dokument, das bei der Überarbeitung der PPI als Rahmen dient, handelt es sich um die Richtlinie zur Ausarbeitung der PPI für nukleartechnische Anlagen; diese wurde seitens der Generaldirektion für zivile Sicherheit und Krisenmanagement (DGSCGC) aktualisiert und verbreitet.

Die veränderten Vorgaben betreffen folgende Punkte:

- Die Erweiterung des Radius des PPI von 10 auf 20 km;
- Die Berücksichtigung eines Abschnittes, der als 'sofortige Evakuierung' bezeichnet wird. Dieser soll ermöglichen, dass die Evakuierung der Bevölkerung in einem Radius von fünf Kilometern genau geplant und antizipiert werden kann;
- Zu berücksichtigen ist, dass mit dem Beginn des Katastrophenplanes ein Verbot des Verbrauchs bestimmter Lebensmittel gilt;
- Zu berücksichtigen sind die örtlichen Gegebenheiten und Umstände, sobald der Beschluss gefällt worden ist.

Die Ausweitung des Geltungsbereichs des PPI

Der im Jahr 2012 genehmigte PPI bezieht sich auf einen Radius von 10 Kilometern und umfasst dabei 15 Gemeinden mit etwa 16.800 Einwohnern.

Im Jahr 2018 wird der PPI-Radius auf 20 km erweitert, wobei in diesem unterschiedliche Phasen gelten; zu unterscheiden ist:

- Der innere Kreis, der 2 km umfasst und zur ‚Reflex-Phase‘ gehört;
- Der innere Kreis, der 5 km umfasst und demjenigen Evakuierungsbereich zugeordnet ist, in dem eine sofortige Umsetzung der Maßnahmen erfolgt;
- Der innere Kreis, der 20 km umfasst; dieser stellt den Radius des neuen PPI dar.

Die endgültige Festlegung des Radius erfolgt anlässlich der Genehmigung des PPI. Es liegt im Ermessensspielraum der Präfekten, den exakten Umkreis – bezüglich einiger hundert Meter – in Absprache mit den betroffenen Gemeinden festzulegen. Durch die Festlegung des Radius auf 20 km können 40 Gemeinden neu in diese geografische Zone integriert werden, wobei neun derselben nur teilweise einbezogen werden. Die Gesamtzahl der in den aktualisierten Plan einbezogenen Gemeinden wird – je nach geografischer Lage – zwischen 46 und 55 Gemeinden umfassen. Eine erste Informationsübermittlung an die von der Ausweitung des Radius betroffenen Gemeinden hat bereits auf schriftlichem Wege stattgefunden.

Für diese neu in den PPI aufgenommenen Gemeinden bedeutet dies Folgendes:

- Die Berücksichtigung der Risiken der Kernkraft in den kommunalen Informationen über die vorhandenen zentralen Risiken;
- die Verpflichtung einen kommunalen Rettungs- und Sicherheitsplan auszuarbeiten;
- die präventive Verteilung von Jod-Tabletten an die Bevölkerung, wobei die Modalitäten noch genauer festzulegen sind.

Mit dem erweiterten Radius ist die Zielsetzung verbunden, die Vorbereitungsarbeiten der Gebietskörperschaften zu optimieren und die Bevölkerung für die von der Kernkraft ausgehenden Gefahren zu sensibilisieren.

Herr SCHNEIDER präzisiert, dass diese Schutzmaßnahmen im Rahmen des Katastropheneinsatzplanes (ORSEC) und ohne Berücksichtigung der Umkreisbegrenzung getroffen wurden. Dadurch wird dem Präfekten ermöglicht, den Umkreis erforderlichenfalls über 20 km hinaus zu erweitern.

Eine weitere wichtige Neuerung, die die Vorgaben mit sich bringen, bedeutet die Einführung einer als 'Sofortabschnitt' bezeichneten Phase. Dieser liegt zwischen dem ‚Reflex‘-Abschnitt (sichere Unterbringung der Bevölkerung im Falle eines Störfalles mit rascher Kinetik) und der Abstimmungs-Phase.

Dieser sofort umzusetzende Abschnitt zielt darauf, bei Vorliegen gewisser Voraussetzungen (wie etwa einem kinetischen Vorfall, bei dem die längerfristige Emission radioaktiven Materials droht), die Evakuierung der Bevölkerung in einem Radius von fünf Kilometern zu planen. Für das Auslösen dieser Maßnahme im Rahmen des definierten Abschnittes ist der Präfekt zuständig.

Balgau, Blodelsheim, Fessenheim und Nambenheim sind die vier Gemeinden, die von der 'Sofort-Maßnahme' betroffen sind.

Vorrangig geht es bei diesem Schutz der Bevölkerung darum, dass die Personen selbst das gefährliche Gebiet verlassen. Diejenigen Personen, die dabei Hilfe benötigen, müssen auf Kosten der Gebietskörperschaften evakuiert werden. Dies ist damit verbunden, dass die Zahl der hilfsbedürftigen Personen genau erfasst werden muss, damit die erforderliche Hilfe genau bemessen und die Evakuierungs-Ressourcen genau eingeschätzt werden können, die angesichts der eingeschätzten Gefahr konkret zu mobilisieren sind; dabei kann es sich um herkömmliche Transportmittel (Gemeinschaftstransporte) oder spezifische Mittel (Sanitätsfahrzeuge) handeln. Notwendig ist zudem, dass im Radius des Planes sämtliche „kritischen“ Einrichtungen erfasst werden, bei denen eine Evakuierung hinsichtlich der Personenkreise, die sie aufnehmen, mit besonderen Problemen verbunden sein könnte (Altersheime, schulische Einrichtungen).

Ein weiterer Punkt muss Gegenstand einer sorgfältigen Untersuchung sein, nämlich die rechtzeitige Erfassung derjenigen Zentren, die die betroffenen Bevölkerungsgruppen aufnehmen und in geordneter Weise unterbringen.

Das Ministerium befürwortet, diese Zentren in einem Bereich jenseits von 30 km einzurichten. Sie sollten möglichst in einem nachbarschaftlichen Departement liegen sollten, damit man die Krisenbewältigung optimal aufteilen teilen könne; derjenige Präfekt, in dessen Bereich sich der Standort befindet, kümmert sich um die Schutzmaßnahmen der Bevölkerung, und der Präfekt des Departements kümmert sich um die Unterbringung der evakuierten Personenkreise.

Das in der Notfallphase geltende Verbot des Verbrauchs bestimmter Lebensmittel stellt bei den neuen PPI – im Sinne der sofortigen Reaktion – eine Weiterentwicklung bisheriger Verfahrensweisen dar.

Der letzte Stand der amtlichen Vorgaben betrifft die Umsetzungsmöglichkeit für ganz spezifische Schutzstrategien (Bereitstellung von Schutzräumen oder Evakuierung), je nach den konkreten örtlichen Gegebenheiten und Bedingungen zum Augenblick, in dem sich der Störfall ereignet (klimatische Bedingungen, Tag oder Nacht, Unterrichtszeiten bzw. Ferienzeiten).

Herr SCHNEIDER präsentiert die Zeitplanung für die Umsetzung des neuen PPI:

- 24. November 2017: Sitzung zum Start des Projekts (unter Beteiligung des Präfekten und sämtlicher betroffener staatlicher Dienststellen) und Einrichtung von Arbeitsgruppen,
- 28. November 2017: dem CLIS wird das Verfahren der Aktualisierung des PPI präsentiert;
- Ende des ersten Quartals 2018: Verbreitung der ersten Fassung des aktualisierten PPI-Entwurfes ;

- zu Beginn des Jahres 2018: Sitzung zum Beginn der PPI-Übung und Festlegung der Zielsetzungen;
- Juni 2018: nationale PPI-Übung.

Es wurden mehrere Arbeitsgruppen eingerichtet, von denen sich einige bereits konstituiert haben:

- Befehlsketten und Informationsübermittlungen,
- Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung,
- Messung der Radioaktivität,
- kommunale Rettungs- und Sicherheitspläne,
- grenzüberschreitende Kooperationen,
- Informationspolitik.

Herr SCHNEIDER informiert darüber, dass der Präfekt wünscht, dass die Dienststellen des Regierungspräsidiums an anderen Arbeitsgruppen, beteiligt werden sollten, dies betreffe beispielsweise diejenige, die sich mit dem Schutz der Bevölkerung bzw. mit der grenzüberschreitende Kooperation befasst.

Herr MARX legt dar, dem Präfekten sei wichtig, dass die CLIS-Kommission bereits im frühen Stadium des Verfahrens informiert werde; diese Informationsübermittlung müsse während der gesamten Aktualisierung der PPI kontinuierlich und unter Gewährleistung völliger Transparenz erfolgen.

Herr HABIG präzisiert den ihm wichtigen Punkt, dass über die Weiterentwicklung der PPI optimal informiert werde.

Frau SCHÄFER dankt den Rednern für die informativen Darlegungen und bestätigt, dass die Dienststellen des Regierungspräsidiums an unterschiedlichen Arbeitsgruppen teilnehmen werden, zumal die Stadt Freiburg im Breisgau in den 20 km umfassenden Radius falle. Die in den betroffenen Gemeinden erforderliche Erfassung der Einrichtungen, wie etwa Krankenhäuser, Schulen, bzw. Altersheime wird derzeit umgesetzt. Sie hält es für sehr wichtig, dass die Präfektur, das Regierungspräsidium und die betroffenen Gemeinden adäquat kooperieren.

Sie stellt die Frage nach der Aufteilung der Verantwortlichkeiten zwischen den Gemeinden und dem Staat.

Herr SCHNEIDER erläutert, das Bürgermeisteramt, also die Gemeinde, sei für die Umsetzung des kommunalen Rettungs- und Sicherheitsplanes an erster Stelle verantwortlich; die Präfektur müsse sich dagegen vergewissern, dass die kommunalen Projekte den Herausforderungen entsprechen, und sie bietet daher jeder betroffenen Gemeinde Unterstützung an, damit die notwendigen Maßnahmen in diesem Planungsdokument festgelegt werden.

Herr LACÔTE schätzt ein, dass viele Bürger den Radius von 20 km für viel zu eng ansehen. Er stellt fest, dass die europäischen Staaten hinsichtlich der Verteilung der Jod-Tabletten ganz unterschiedlich vorgehen, was für die Bürger verunsichere; festzustellen sei:

- ein Radius von 20 km im Fall von Frankreich,
- ein Radius von 50 km im Fall der Schweiz,
- ein Radius von 80 km im Fall Belgiens.

Er stellt die Frage nach dem in Deutschland geltenden Radius, in dem eine Verteilung dieser Jod-Tabletten an die Bevölkerung erfolge.

Er stellt zudem fest, dass die Zivilgesellschaft über den PPI und die Verteilung der Jod-Tabletten nur wenig informiert ist, sie jedoch an Überlegungen zu diesem Punkt durchaus aktiv beteiligt werden könne.

Hinsichtlich derjenigen Gemeinden, die nur teilweise in den 20 km-Radius einbezogen sind, fragt er nach den Entscheidungskriterien der Bürgermeistereien, ob diese in den PPI einbezogen würden oder nicht bzw. nach den Konsequenzen, die eine Berücksichtigung einer Gemeinde im PPI-Plan besitze. Sein Vorschlag lautet: Liegt ein Teilbereich der Gemeinde auch innerhalb des 20 km-Radius, so soll sie automatisch in den PPI integriert werden.

Herr MARX verweist darauf, dass der PPI der kerntechnischen Anlage von Fessenheim aktuell bestehe. Es handele sich um eine Aktualisierung desselben, wobei der Bevölkerung die Regelungen bekannt seien. Er erläutert, dem Präfekten, als dem Unterzeichner des Dokuments, obliege die endgültige Entscheidung; diese Entscheidung werde in Absprache mit den Beteiligten getroffen.

Er betont, es würden Informations- und Abstimmungs-Abschnitte organisiert. Die Modifizierung des PPI erfolge nicht etwa deshalb, weil von den Industrieanlagen eine größere Gefahr ausgehe, sondern weil sich die amtliche Verordnung im Sinne erweiterter Garantien und des Schutzes der Bevölkerung weiterentwickelt habe.

Herr EICHHOLTZER begrüßt die Optimierung der amtlichen Vorgaben, bei denen eine Phase zur Evakuierung der Bevölkerung berücksichtigt werde. Er stellt die Frage nach der Veranlassung für diese Veränderung und die Art, wie im Hinblick auf die Evakuierung von Personen, die Verteilung von Jod-Tabletten, die Veränderlichkeit der Witterung, - auch der Stärke und Richtung der Winde- eine statische Entscheidung mit der Festlegung von PPI-Radien zu vereinbaren sei.

Herr MARX erläutert, dass die amtliche Vorgabe, die PPI alle fünf Jahre zu überprüfen und die Auswertung der Erfahrungsberichte (REX) von Fukushima-Daiichi die treibenden Faktoren für diese Optimierung gewesen seien. Die Festlegung der PPI-Radien leitet sich aus dem nationalen Vorgaben für die Kernkraftwerke ab, hinsichtlich des Wertes der Kernkraftwerke und ergebe sich durch Berücksichtigung der Seveso-Richtlinien, bei denen die Windrichtungen berücksichtigt werden. Bei der Umsetzung der Pläne könne eine sehr rasche Evakuierung von Bevölkerungsgruppen erfolgen.

Herr BARTHE möchte auf die Äußerungen zum 'einfachen' Radius reagieren, denn die Vorfälle in Tschernobyl und Fukushima zeigten, dass die Einrichtung eines einfachen Radius' nicht immer effizient ist; er genügt nicht immer. Er stellt die Frage nach den Bevölkerungskreisen, für die der neue PPI-Radius gilt und schlägt vor, im Umkreis von „20 km“ eine „großangelegte“ praxisorientierte Übung durchzuführen.

Daraufhin erläutert Herr SCHNEIDER, dass in den in den PPI einbezogenen 55 Gemeinden 140.000 Menschen leben. Die Zielsetzungen der Katastrophenschutzübung werden beginnend mit dem Januar 2019 gemeinschaftlich erörtert.

Herr LACÔTE stellt die Frage, wie viele in Deutschland lebende Personen von der Festlegung des 20 km-Radius' betroffen seien.

Herr SCHNEIDER äußert, der PPI gelte ausschließlich für das französische Territorium.

Herr HABIG schätzt, dass bei einem 20 km-Radius um das Kernkraftwerk diesseits und jenseits der Grenze etwa 300.000 Menschen betroffen seien.

Herr LEDERGERBER schlägt Folgendes vor: Für die kerntechnischen Anlagen solle eine umfassendere Klassifizierung – ähnlich wie bei den Firmen, die unter die SEVESO-Richtlinie fallen gelten, dergestalt, dass diese als Fukushima-Standorte, anstelle von INB (stationäre

kerntechnische Anlage) oder CNPE (Centre Nucléaire de Production d'Énergie), eingestuft werden sollten. Er übergibt Herrn MARX sodann einen Aufkleber und seine Visitenkarte.

Herr MARX dankt Herrn LEDERGERBER und erläutert, dass diese Entscheidung nicht auf örtlicher Ebene gefällt werden könne. Die Angemessenheit und Transparenz der auf örtlicher Ebene getroffenen Schutzmaßnahmen wird auf nationaler Ebene für sämtliche Kernkraftwerke untersucht. Es liegt im Verantwortungsbereich der örtlichen Präfektur, sämtliche Schutzmaßnahmen, wie sie auf nationaler Ebene vorgesehen sind, detailliert umzusetzen, und so zu verfahren, dass sie vor Ort - unter -Beteiligung der deutschen Seite - zielführend und effizient sind.

Punkt 3 - Die Erdbebenstandfestigkeit der der Anlage zugeordneten Dieselnostromaggregate des Standortes und Inspektion der ASN vom 30. August 2017; Anhang 4

Herr HABIG bittet Herrn BOIS, das Thema der Erdbebenfestigkeit der der Anlage zugeordneten Dieselnostromaggregate zur Absicherung des Standortes Fessenheim vorzustellen und sich zu der am 30. August 2017 durchgeführten Inspektion der ASN zu äußern.

Der Abteilungsleiter der ASN von Strasbourg, Herr BOIS, kommt auf den Störfall zu sprechen, der auf der internationalen Skala zur Bewertung nuklearer und radiologischer Vorfälle (Abkürzung: INES) mit dem Wert 2 eingestuft wurde. Er erinnert daran, dass es sehr ungewöhnlich ist, dass Störfälle dieses Wertes auftraten. Mittels der Dieselnostromaggregate lässt sich die Stromversorgung eines Kernkraftwerkes im Fall des Versagens der normalen Stromleitungen absichern. Jeder Reaktor verfügt über 2 Dieselnostromaggregate, und in Auswertung des Fukushima-Störfalles wird ein drittes Aggregat - aufgrund der Vorschriften zur Optimierung der Sicherheit - ergänzend zugeschaltet. Dieser Störfall betrifft die Verankerung der Ausgleichsbehälter bei den vorhandenen Dieselnostromaggregaten.

Im Zuge einer im März 2017 durchgeführten örtlichen Inspektion, noch vor der Umsetzung des vorbeugenden Wartungsprogramms, wurden auf dem Standort Golfech Fehler festgestellt. Diese betrafen zwei Punkte:

- Es trat im Test zur Erdbeben-Standfestigkeit eine Abweichung vom zugrunde zu legenden ‚Wert des Sicherheits-Erdbebens‘ (SSE, französisch: SMS), auf;
- man verzeichnete unter Zugrundelegung der Pläne abweichende Werte, d.h. die Realität stimmte mit den Plänen nicht überein.

Aufgrund dieser Fehler sah sich die ASN veranlasst, Überprüfungen sämtlicher 1.300 MW-Reaktoren durchzuführen. Bei allen kerntechnischen Anlagen trat derselbe Befund auf, und es wurden Konformitätsabweichungen festgestellt; zudem wurde ein Sachverhalt erfasst, die Alterungsvorgänge des inneren Aufbaues betreffen. Sämtliche Befunde führten dazu, dass der EDF-Konzern eine Erklärung veröffentlichte; da es sich um eine generische Abweichung von Vorgaben handelte, und aufgrund der Tatsache, dass die beiden Dieselnostromaggregate gleichzeitig betroffen sein konnten, sowie einer möglichen Nichtverfügbarkeit einer kalten Quelle und des völligen Versagens der Versorgung mit elektrischem Strom, ergab sich, dass dieser Störfall mit dem Wert 2 eingestuft wurde.

Die ASN nahm am 22. Juni dazu Stellung, und zwar durch einen Beschluss, in dem sie für die Umsetzung der Konformität der beiden Hilfsaggregate-Zuleitungen kurze Fristen festlegt, nämlich vier Wochen.

Der EDF-Konzern begann im Rahmen des Erfahrungsaustausches (REX) bezüglich des Vorfalls von Golfech mit der Überprüfung der gesamten Reaktorflotte.

Am 30. August fand am Standort Fessenheim eine Inspektion der Verankerung der Diesel-Stromaggregate statt. Es konnte festgestellt werden, dass der EDF-Konzern zwar mit Arbeiten begonnen hatte, die Überprüfungen jedoch nicht vollständig waren, d.h. einige Materialien wurden in den Überprüfungen nicht einbezogen. Bei einigen die Konformität betreffenden Punkten war keine Überprüfung erfolgt.

Die ASN verlangte vom EDF-Konzern, dass diese Abweichungen vor dem erneuten Anfahren des Reaktors zu korrigieren seien und eine Untersuchung der Erdbebensicherheit der Verankerungen der Tragkonstruktion und der Startbehälter durchzuführen sei. Zudem sei das Wartungs-Basisprogramm hinsichtlich dieser Elemente zu vervollständigen. Die Gründe für diese unvollständig realisierten Kontrollen seien zu eruieren.

Vor dem erneuten Hochfahren des Reaktors führte die ASN am 20. September zwecks Überprüfung der beantragten Arbeiten eine Inspektion durch. Man verlangte vom EDF-Konzern, dass dieser einen Erfahrungsaustausch (REX) „im Kaltzustand“ durchführen und das Protokoll zu diesem generischen Störfall aktualisieren solle. Die Genehmigung zum Wiederhochfahren der Anlage wurde dem Betreiberunternehmen am 22. September erteilt.

Der EDF-Konzern veröffentlichte dann am 13. Oktober eine Erklärung aufgrund des zeitgleichen Auftretens dieser Störfälle mit denen des 1300 MW-Reaktors, die ebenfalls mit dem Wert 2 der INES-Skala klassifiziert wurden.

Die ASN nahm am 26. Oktober 2017 zum zweiten Fessenheimer Reaktor Stellung (der derzeit stillsteht) und forderte das Betreiberunternehmen auf, die Fehler an der ersten Hilfsaggregate-Zuleitung bis spätestens 31. Dezember 2017 und an der zweiten Zuleitung bis zum 31. Januar 2018 zu beheben.

Herr BARTHE stellt die Frage nach dem geplanten Wiederanfahren der Anlage, denn das Datum stimme nicht mit demjenigen der zweiten Überprüfung überein. Bezüglich des Reaktors 1 hatte der EDF-Konzern tatsächlich – gegenüber dem Elektrizitätsübertragungsnetz (RTE) – ein Wiederanfahren für den 12. September angekündigt, als die zweite Überprüfung noch nicht stattgefunden hatte.

Den Redner überrascht zudem die verspätete Erklärung der EDF; er fragt, weshalb diese am 13. Oktober abgegeben wurde, wo der Fehler doch schon vorher bekannt war.

Der Beschluss 2107-DC-0613 der ASN wird durch eine am 20. November veröffentlichte Mitteilung des französischen Strahlenschutz-Gutachter-Instituts (IRSN) ergänzt, die sich mit den Kraftwerksstandorten von Bugey und Fessenheim befasst. In dieser wird darüber informiert, dass im Fall von Bugey die Ultimativen Notstromdiesel (DUS) erst Ende des Jahres 2018 funktionsfähig seien und der EDF-Konzern für sein Werk in Fessenheim keine DUS eingeplant habe (diese Aggregate sind in der Vorschrift ECS-18 vorgesehen). Er fragt, ob die Missachtung dieser Vorschrift Ende 2018 für Fessenheim die Schließung des Standortes bedeute.

Herr BOIS kann sich über die Ankündigungen des EDF-Konzerns gegenüber dem Elektrizitätsübertragungsnetz nicht äußern und erklärt, dass es in den Beziehungen der ASN zum EDF-Konzern zum Zeitpunkt des Stillstands der kerntechnischen Anlage keine Unklarheiten hinsichtlich der Zeitplanung gegeben habe.

Er nimmt die Feststellung von Herrn BARTHE bezüglich der Erklärungsfrist zur Kenntnis. Der EDF-Konzern habe – so Herr BOIS - dieselbe Feststellung getroffen und gewünscht, dass die Erklärungsfrist kürzer gewesen wäre.

Die Frist für die Durchführung komplementärer Sicherheitsbewertungen (ECS 18), in Auswertung von Fukushima, läuft sehr wohl am 31.12.2018 ab. Er bestätigt, dass auf dem Fessenheimer Standort keinerlei Baustelle zur Installation von DUS bestehe. Am Standort

verfüge man bereits über ein zusätzliches Diesel-Notstromaggregat zwecks Bereitstellung der Kühlung. Die Strategie des EDF-Konzerns bestehe darin, dieses Dieselaggregat anstelle der Ultimativen Notstromdiesel (DUS) zu nutzen, die ASN hat sich zu diesem Vorschlag noch nicht geäußert. Er bekräftigt zudem, dass die ASN es nicht akzeptiere, dass der Fessenheimer Standort den kompletten Vorschriften von post-Fukushima nicht entspreche.

Herr JARRY legt dar, dass der EDF-Konzern im Rahmen seiner tranchenmäßigen Stillstände die Zuschaltdaten – je nach dem Fortschreiten der Arbeiten - aktualisiere. Die Differenz ergibt sich aus einer noch nicht umgesetzten Fortschreibung. Er betont, dass der EDF-Konzern den Anforderungen – gemäß den komplementären Sicherheitsbewertungen, (ECS18) - entsprechen werde, denn der Einsatz eines zusätzlichen Notstromaggregats zwecks Inbetriebnahme jeder kerntechnischen Anlage ist absolut verpflichtend.

Frau SCHÄFER stellt die Frage nach den Fristen für die Feststellung von Konformitätsabweichungen, insbesondere hinsichtlich der geplanten Einbeziehung von Notstromdieseln; sie möchte die Gründe für diese Fristen erfahren.

Herr BOIS erläutert, dass die in diesem Jahr aufgetretenen Störfälle der Stufe 2 eine etwas ungewöhnliche Anzahl darstellten; dies sei darauf zurückzuführen, dass die ASN hinsichtlich sämtlicher Aspekte der Erdbebenstandsicherheit ein gründlicheres Überprüfungsprogramm eingeführt habe. Dieses sei viel systematischer als die vorherigen Verfahren. Aufgrund intensivierter Überprüfungen konnten Abweichungen festgestellt werden, bezüglich derer die ASN unter dem Gesichtspunkt der Analyse der Erfahrungsberichte (REX) nach den Gründen für die Nichteinbeziehung dieser Punkte im Basis-Instandhaltungsprogramm und nach der Tatsache, dass sie nicht aufgedeckt wurden, gefragt habe.

Herr LACÔTE stellt fest, dass die von der ASN eingeräumte Frist für die Beantwortung der Anfragen zu den Gründen für die Nichterfassung dieser Abweichungen nicht eingehalten worden sei, denn der EDF-Konzern sollte die Informationen vor dem Wiederanfahren der Einheit übermitteln. Er verlangt, dass das Betreiberunternehmen auf diese Frage antworte.

Herr JARRY bestätigt, dass es beim Stillstand der Tranche mehrere Überprüfungen der Notstromdiesel-Aggregate gegeben habe. Diese zielten darauf, deren Übereinstimmung mit den Plänen festzustellen, im Hinblick auf alle Sachverhalte, die sich auf die tiefbaulichen Verankerungen bezogen. Der EDF-Konzern hat sich bei der Durchführung dieser Überprüfungen auf mehrere vorherige Überprüfungen gestützt. Bei einigen derselben stellte man im Zuge der Inspektionen der ASN eine Unvollständigkeit fest. Der EDF-Konzern sah sich daher veranlasst, zusätzliche Kontrollen und Reparaturen vorzunehmen.

Herr BOIS ergänzt, dass - entsprechend dem sich weiter entwickelnden Wissensstand – die Anforderungen an die Erdbebensicherheit alle zehn Jahre, nämlich im Rahmen der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfungen, strenger gefasst würden. Anlässlich jeder die Erdbebenstandsicherheit betreffenden Anhebung des Referenzwertes muss eine Reihe von Sicherheits-Test erneut durchgeführt werden, und dies bezieht sich auf eine ganze Reihe zentraler Einrichtungen und auch auf die Hilfsanlagegebäude dieser Einrichtungen.

Herr HABIG fragt, ob es sich um Anomalien im Zusammenhang mit der ursprünglichen Verankerung handele oder nicht etwa um eine Alterung.

Herr JARRY bestätigt, dass dies sehr wohl der Fall sei.

Herr BOIS erläutert, dass die Alterung der Verankerungen in ihrer grundsätzlichen Bedeutung bei den kerntechnischen Anlagen mit einer Leistung von 1.300 MW festgestellt wurde. Für Fessenheim sei dies aber nicht der Fall.

Herr LEDERGERBER stellt fest, dass elf von sechzehn Verankerungen nicht den Vorschriften entsprachen, während die staatlichen Behörden ständig von einer ‚Ausnahme‘-Industrie sprächen. Er erwähnt zudem das Beispiel eines Stromkastens, bei dem es seit dem Beginn der 2000-er Jahre Verbesserungen gegeben habe, die ihm als „gering“ erschienen.

Punkt 4 – Die Wasserstoff-Rekombinatoren; Anhang 5

Herr HABIG bittet Herrn WINKELMULLER, dass dieser über den aktuellen Stand der am Fessenheimer Standort befindlichen Wasserstoff-Rekombinationssysteme informiere.

Herr WINKELMULLER erläutert, dass der Wasserstoff nur in dem einen wenig wahrscheinlichen schweren Störfall, einer Kernschmelze, in das Reaktorgebäude gelangen könne

Dieser Austritt wäre die Folge eines Oxidierens der im Reaktorkern befindlichen Metalle (hauptsächlich des Zirkoniums der Brennstabhüllrohre). Unter dem Aspekt der chronologischen Entwicklung wurden bewegliche Wasserstoff-Rekombinationssysteme zu dem Zweck eingeplant, dass sie bei einem Zwischenfall angeschlossen werden. In der Folge von Untersuchungen, die Ende 1999 bzw. Anfang 2000 stattfanden, wurden im Jahr 2007 – auf Beschluss der ASN - für die komplette Anlagenflotte passive autokatalytische Rekombinationssysteme eingeführt.

Dieses System basiert auf einer passiven Funktionsweise und ermöglicht bei der Wasserbereitstellung die Beseitigung des Wasserstoffs. Es befinden sich in diesen Rekombinatoren Platten mit Katalysatoren (hauptsächlich bestehend aus Platin), die die chemische Reaktionen bei der Rekombination von Wasser - ausgehend von Wasserstoff und Sauerstoff - bewirken. Aufgrund der Form der Rekombinatoren kann die natürliche Konvektion begünstigt werden, denn diese chemischen Reaktionen setzen ja Wärme frei. Diese Reaktion tritt von ganz alleine ein, sobald der Wasserstoffgehalt im Umkreis 2% beträgt. Die Rekombinatoren arbeiten im Normalbetrieb der Reaktoren deshalb nicht, weil der Wert von 2% Wasserstoff nicht erreicht wird.

In Fessenheim ist jedes Reaktorgebäude mit 25 Rekombinatoren ausgestattet, die sich auf sämtliche Etagen verteilen.

Die Frage von Herrn LEDERGERBER bezieht sich auf die Kapazitäten der 25 autokatalytischen Rekombinatoren. Wenn man berücksichtigt, dass die Entstehung des Wasserstoffs rasch erfolgt und die Katalyse dagegen langsam abläuft, möchte er wissen, ob der Wasserstoff bei der Rekombination nicht überwiegt. Außerdem beeinflusse die Temperatur die Rekombinationsgeschwindigkeit, bei einer zu hohen Temperatur trete eine Verlangsamung derselben ein.

Er fragt sich, wie man gewährleisten kann, dass die Wasserstoff-Quote stabilisiert wird und eine Explosion vermieden werde. Er äußert sich zudem über die Anzahl der im Schutzbehälter verlegten Vorspannungskabel, die – verglichen mit anderen Anlagen – bei der kerntechnischen Anlage von Fessenheim geringer sei. Er möchte zu diesem Thema weitere Informationen erhalten.

Herr BARTHE erinnert an die Frage, die er dem Vorstand des CLIS schriftlich gestellt hatte und die sich auf die Rekombinationskapazität der Rekombinatoren in g /Sekunde beziehe.

Herr WINKELMULLER stellt die beiden Arten von Rekombinatoren vor, die es derzeit gibt. Die ersten haben 75 Platten und die zweiten 150 Platten.

Es gibt auf dem Standort in jedem Reaktorgebäude 21 Rekombinatoren mit 150 Platten, von denen jede eine Wasserstoff-Kapazität von 5,36 kg pro Stunde besitzt. Vier Rekombinatoren mit 75 Platten verfügen pro Einheit über eine Kapazität von 2,4 kg/Stunde. Die Installation und Bemessung dieser Rekombinatoren erfolgt zwecks Vermeidung der

Wasserstoffansammlungen auf allen Etagen. Damit kann vermieden werden, dass im Fall einer Entzündung von Wasserstoff am Reaktorgebäude Schäden verursacht werden.

Herr LACÔTE merkt an, dass sich der zweite Teil der Frage von Herrn LEDERGERBER auf die unterschiedliche Geschwindigkeit bei Wasserstoffproduktion und Rekombination bezog.

Daraufhin erläutert Herr WINKELMULLER, dass aufgrund der Anzahl der Rekombinatoren die Wasserstofferzeugung exakt gesteuert und die kritische Konzentration von 8% nicht überschritten werde.

Herr MEAL machte die Versammlungsteilnehmer auf die technische Mitteilung des Gutachter-Instituts ISRN vom Juli 2011 aufmerksam, die sich mit dem Risiko im Zusammenhang mit dem Wasserstoff im Containment-Bereich von französischen Kernkraftanlagen-Beständen befasst (Anhang 5b).

Herr EICHHOLTZER stellt die Frage nach der möglichen Entstehung örtlich auftretender sekundärer Wasserstoffkonzentrationen.

Dazu erläutert Herr WINKELMULLER, die Rekombinatoren seien an denjenigen Stellen, an denen sich Wasserstoff bilden könnte, entsprechend ausgelegt, damit sich dort kein Wasserstoff bilde. Das für die französischen Einrichtungen typische große Containment-Volumen ermöglicht – parallel zur Zahl der Rekombinatoren- ebenfalls, dass der erzeugte Wasserstoff verdünnt wird.

Herr LEDERGERBER äußert, seines Wissens nach lasse man pro Bereich kleinere Explosionen zu, um eine große Explosion zu vermeiden. Er meint, dass alle ihm zu diesem Thema bekannten Informationen ihn nicht zufriedenstellten.

Herr WINKELMULLER verweist darauf, dass die Rekombinatoren so ausgelegt wurden, dass eine massive Explosion, die den gesamten Reaktor zerstören könne, vermieden wird; dies schließt jedoch nicht aus, dass kleinere Explosionen stattfinden, die keine zerstörerische Wirkung hätten. Andere Betreiberunternehmen haben sich für den Einsatz von Zündstiften entschieden. Dies stelle ein Mittel dar, um den Wasserstoff an bestimmten Stellen zu entflammen. Der EDF-Konzern hat diesbezüglich aber einen anderen Weg eingeschlagen.

Herr BOIS informiert darüber, dass die Zahlen in der Übersicht, die das Buch „*La farce cachée du nucléaire*“ enthält, unzutreffend seien, denn die Hälfte der Kabel wurde nicht berücksichtigt. Das Schreiben an Herrn JENNY (Anhang 5 c) enthält Informationen über dieses Thema.

Punkt 5 - Die Temperaturen bezüglich der Duktilität/ Brüchigkeit; Anhang 6

Herr HABIG bittet Herrn BOIS, zum Thema der duktilen Übergangstemperatur /Brüchigkeit zu sprechen.

Herr BOIS erinnert die Sitzungsteilnehmer daran, dass die Erfassung dieser Abweichung ursprünglich anlässlich der Überprüfung der Zusammensetzung des in das Behälterunterteil und in den Deckel des Druckwasserreaktors (EPR) von Flamanville eingebauten Stahles relevant wurde. Es waren hier Kohlenstoffkonzentrationen nachweisbar, die im externen Bereich des Kuppelzentrums über den Normalwerten lagen. Diese Anomalien belegten, dass die Bedingungen der Herstellung der geschmiedeten Teile keinen homogenen Kohlenstoffgehalt gewährleisteten. Liegt eine zu hohe Kohlenstoffkonzentration vor, kann dies jedoch die Festigkeit des Stahls reduzieren, und dies hat bei Pannen unter Umständen Auswirkungen auf die Materialresistenz.

Die Untersuchungen beziehen sich auf die Auswirkungen dieser Befunde auf die Sicherheit.

An manchen Stellen erreicht die Kohlenstoffkonzentration den Wert von 0,22%. Dieser Wert wird in den von der Branche benutzten bzw. im Regelwerk RCC-M benannten üblichen technischen Dokumentationen und Codes als Schwellenwert angegeben, und dieser ist für das fachmännische Schmieden großer Stahlteile relevant.

Zum Zeitpunkt des Material-Designs und der Planung können die mechanischen Eigenschaften der Metallteile verändert werden. Insbesondere betrifft dies die Reißfestigkeit, in Abhängigkeit von der Temperatur, der das Material ausgesetzt wird. An diesem Punkt ist die Übergangstemperatur RT_{NDT} relevant

Es stellen sich dann unterschiedliche Fragen:

- Beeinflussen diese Punkte die Form, in der diese Teile konzipiert und ausgelegt wurden (Bedeutung für das Design und den Nachweis der Sicherheit)? Man muss in der Lage sein, das Risiko eines plötzlichen Sprödbruches erneut zu berechnen.
- Was nahm man hinsichtlich der Berechnung der Dimensionierung ursprünglich an? Waren diese Annahmen zutreffend? Bleiben sie auch dann gültig, wenn Übergangstemperaturen in denjenigen Bereichen zugrunde gelegt werden, die eine anormale Kohlenstoffkonzentration aufweisen?
- Sind die Schlussfolgerungen aus den Sicherheits-Tests noch gültig? Falls dies nicht mehr zutrifft, so ist die Benutzung der Teile nicht mehr akzeptabel.

Erforderlich ist die Kenntnis der Lokalisierung derjenigen Bereiche, in denen der Kohlenstoffanteil hoch ist, denn in einem Metallteil ist dessen Konzentration nicht homogen: daraus leitet sich dann die Bezeichnung Segregation/Seigerung ab. Zur Verdeutlichung seiner Ausführungen führt Herr BOIS mehrere Beispiele an, wie etwa einen Schwefelabdruck eines abgesonderten Bereichs beim Opferstück einer Tankkuppel. Damit lasse sich dann der Bereich, in dem sich der Kohlenstoff befindet, visualisieren.

Die Widerstandsfähigkeit definiert Herr BOIS im Sinne einer Kraft, mit der man auf ein Metallstück kräftemäßig so einwirkt, bis es aufgrund von Sprödigkeit bricht; es handelt sich um Bruchenergie. Diese Bruchenergie ist in der Kälte niedrig, denn der Stahl ist starr und spröde. Je höher die Temperatur ist, umso mehr wird der Stahl flexibel und verträgt Stoßeinwirkungen besser. Der Kurvenverlauf, den man auf diese Weise erhält, definiert den Übergang zwischen einem als spröde oder brüchig bezeichneten Bereich und einem solchen Bereich, in dem der Stahl einen höheren Widerstand leistet, denn er ist in der Lage, Stöße auf flexible Weise zu absorbieren: dies ist der Duktilitätsbereich.

Der Kurvenverlauf des Widerstands bildet eine von dem Temperaturwert abhängige Bruchenergie ab. Sobald der Stahl eine höhere Kohlenstoffkonzentration aufweist, erfolgt eine leichte Verschiebung dieses Kurvenverlaufes. Die Steigerung des Kohlenstoffanteils in einem Werkstück wird den Kurvenverlauf um ein wenig in den Sprödigkeitsbereich und ein wenig mehr in den duktilen Bereich verschieben. Dies stellt eine erste Auswirkung der Kohlenstoffkonzentration auf das Verhalten des Stahls dar.

Die Risszähigkeit stellt ein weiteres Merkmal der Stähle dar. Es handelt sich um die Fähigkeit des Stahlteiles, bei Vorhandensein eines ersten Risses einem weiteren Aufreißen zu widerstehen. Ein spontanes Aufreißen des Stahls gibt es nicht, ein Sprödbruch entsteht stets an der Stelle, an der sich ein Materialfehler befindet. Die Fähigkeit des Stahls, einer Ausweitung des Materialfehlers zu widerstehen, wird überprüft.

Als Bruchzähigkeit wird dieser Widerstand gegen die Ausbreitung des Materialfehlers bezeichnet. Dieser Begriff ist sehr wichtig, denn jede Panne und jedes Bruch-Phänomen beginnt mit einem Materialfehler. Das Vorhandensein bzw. die Lokalisierung des

Materialfehlers wird ebenfalls untersucht. Je nach der Temperatur verändern sich die Bruchzähigkeit und auch die Elastizität des Stahls. Dies wird in der Weise bewertet, dass man gezielt Druck auf Versuchsstäbe ausübt. Weist ein solches Metallprobestück eine hohe Konzentration von Kohlenstoff auf, so verschiebt sich die bei der Ausübung von Drücken entstehende Kurve der Rissausbreitung in der Weise, dass bei ansteigenden Temperaturen eine höhere Sprödigkeit des Probestückes eintritt. Deshalb sind diejenigen Temperaturrichtwerte zu beachten, bei denen das Metallstück im Produktionsverfahren tatsächlich benutzt wird.

Die Bedeutung der Sicherheits-Tests besteht darin, nachzuweisen, dass das in den Verfahren eingesetzte Material tatsächlich die erforderlichen mechanischen Eigenschaften besitzt, um bei einem Materialfehler die Ausbreitung des Risses sowohl unter normalen Nutzungsbedingungen als auch bei Pannen zu verhindern. Die für die Durchführung dieser Tests erforderlichen Ausgangsdaten betreffen einerseits das Material (dessen mechanische Eigenschaften), bei dem die Thematik der Kohlenstoffkonzentration relevant ist und andererseits die Lokalisierung des Kohlenstoffes.

Sofern Materialfehler möglicherweise vorhanden sind, ist dies deshalb nicht relevant, weil die Fehlerprüfung ja in der Phase der Herstellung der Metallteile erfolgt und dann werden Überprüfungen zwecks Nachweis des Nichtvorhandenseins von Fehlern während der Lebenszeit des Metallteils vorgenommen; die Anforderungen, die an das Metallstück gestellt werden (im Zuge der Betriebsbeanspruchung) sind die gleichen. Die Sicherheits-Tests sind für die angewandte Methodologie von erheblicher Relevanz. Hier ist auf fachmännisches Verfahren zu achten. Die Sicherheits-Tests werden stets unter genauer Beachtung der gleichen Branchen-Referenz-Vorgaben durchgeführt, nämlich den offiziellen Vorschriften zur Material-Auslegung und Konzeption (RCC-M) im Anhang ZG.

Der EDF-Konzern hat der ASN im Zusammenhang mit der Bearbeitung dieses Problems ein erstes Dossier zugesandt, das von exakt definierten Annahmen ausgeht (siehe dazu das Diapositiv 10 der Präsentation aus dem Anhang 6):

- Kohlenstoffkonzentration: 0,30 %,
- Veränderung der Elastizitäts- und Festigkeits-Kurvenverläufe in höhere Temperaturbereiche von etwa 35° C bis 70° C;
- im Hinblick auf mögliche Materialfehler: Man beachtete den größten Materialfehler, der anlässlich der Überprüfung nicht aufgefallen wäre (auf der Außenschale in der Größe von 5 auf 30 oder 10 auf 60 mm);
- im Hinblick auf die Betriebsbeanspruchung legte EDF hydraulische Tests zugrunde, bezüglich des Zeitpunktes, bei dem das System einem höheren Druck ausgesetzt ist als demjenigen, der im tatsächlichen Verfahren auftritt. Es geht um den Nachweis, dass das Material diesen Drücken standhält.

Das Gutachter-Institut IRSN zog aus den Ergebnissen der Untersuchung des EDF-Konzerns folgende Schlussfolgerungen:

- Hinsichtlich der einbezogenen Margenfaktoren sind diese bei sämtlichen Test-Annahmen größer als 1, und der Pannenverlauf ist stabil;
- die die mechanischen Eigenschaften der Materialien betreffenden Modellrechnungen stimmen völlig mit denen überein, die man bezüglich der Kohlenstoffkonzentrationen der Metallteile aus Flamanville feststellte. Hinsichtlich der anderen Komponenten, die sich möglicherweise etwas unterscheiden, muss man die Modellrechnungen mittels Nachprüfungen vor Ort auf Schlüssigkeit hin überprüfen, wie etwa durch chemische Analysen, um sicherzustellen, dass die im Dossier zugrunde gelegten Annahmen zutreffend sind;

- die in der Modellrechnung für die Fehlerquoten einbezogenen hinzugerechten Werte sind annehmbar, unter der Bedingung, dass erneut nachweisbar ist, dass kein Fehler größer als derjenige ist, der vor Ort Grundlage der Modellberechnung war;
- die Wasserdruckprüfung berücksichtigt eine relativ umfangreiche Bandbreite. Sie umfasst jedoch nicht notwendigerweise sämtliche betrieblichen Voraussetzungen, insbesondere im Hinblick auf die Übergangstemperaturen. In dieser Hinsicht muss das Dossier ergänzt werden.

Nachdem Kohlenstoffkonzentrationen nachgewiesen wurden, die am Boden der Wasserstoffgeneratoren bis zu 0,39 % erreichen, mussten umfassendere Untersuchungen vorgenommen werden. Aufgrund des genannten Wertes verändert sich der Kurvenverlauf in Richtung von Übergangstemperaturen, die nicht mehr nur 70°C, sondern möglicherweise bis zu 180° C betragen.

Die Annahmen zu den Lokalisierungen der Absonderungs-/Seigerungsbereiche im unteren Bereich der in Japan hergestellten Wasserdampfgeneratoren bezogen sich darauf, dass diese sich nicht in der Mitte der Schalen, sondern an anderen Stellen befanden. Deshalb war es erforderlich, bezüglich der Absonderungs-/Seigerungsbereiche erweiterte Modellrechnungen vorzunehmen.

Die Modellrechnungen zur Größe der Materialfehler müssen schließlich erweitert und die sich auf die Übergangswerte beziehenden sind in die Berechnung der Übergangswerte im konkreten Betriebsverlauf einzubeziehen.

Schließlich muss man sich vergewissern, dass die in den offiziellen Vorschriften RCC-M definierten Methodologien nach wie vor gültig sind.

Im Anschluss an das erste Dossier wurde also ein zweites Dossier erstellt, für das man die Daten der Modellrechnung erweiterte. Man legte zugrunde: 0,39 % Kohlenstoffkonzentration, Verschiebung der Temperaturübergänge bis zu 180°C, Ausweitung der möglichen Fehler auf den internen Bereich der Komponenten, erhöhte Betriebsbeanspruchungen im Rahmen von hydrologischen Tests und Zugrundlegung schroffer Temperaturwechsel. Dieses zweite Dossier wurde dem Gutachter-Institut IRSN unterbreitet, das die Modellrechnungen validierte, die die Betriebsbeanspruchungen als realistisch einschätzte, allerdings unter dem Vorbehalt, dass bestimmte Durchleitungsanordnungen zur Prävention schroffer Temperaturwechsel umgesetzt werden. Das IRSN validierte die benutzte Methodologie im Rahmen erneuter Testverfahren zur Sicherheit der geschmiedeten Teile und sprach sich für die Weiterentwicklung des Fachwissens im Rahmen von Analyseprogrammen unter Verwendung von Opferteilen aus.

Diese konzeptionellen Instrumente wurden für die Herstellung des Reaktordruckgefäßes des ERP von Flamanville, für die in Japan seitens JCFC hergestellten Dampfgeneratoren-Unterteile eingesetzt bzw. werden weiterhin eingesetzt; und dies ist bezüglich des Dampferzeugers 3 von Fessenheim als relevanter Punkt zu berücksichtigen. Für diesen unterscheiden sich die Betriebsbedingungen etwas von denen, die für die Teile des primären Kreislaufes gelten, denn an den Wasser- und Dampf-Schnittstellen treten zusätzliche thermohydraulische Probleme auf.

Herr HABIG dankt Herrn BOIS dafür, dass er sich in seiner Rede optimal auf den Zuhörerkreis eingestellt habe und es ihm gelungen sei, über dieses sehr komplizierte Thema in verständlicher Weise zu informieren.

Herr BARTHE bittet um genauere Angaben hinsichtlich der Übergangstemperatur RT_{NDT} von 80°, auf die man anlässlich der CLIS-Sitzung vom 20. Juni 2016 verwiesen habe, und des Temperaturwertes von 180° bei einem Kohlenstoff-Wert von 0,39 %, der in der Präsentation des Herrn BOIS erwähnt wurde. Er möchte im Hinblick auf die Fessenheimer Reaktoren 1

und 2 über die Werte der RT_{NDT} und über die Daten, aufgrund derer die Werte erstellt wurden, informiert werden.

Herr BOIS erläutert, der Wert von 80°C sei hinsichtlich der Temperaturübergänge der zentrale Punkt. Damit lasse sich berechnen, ob die hohen Belastungswerte ausgesetzten Anlagen tatsächlich einwandfrei arbeiteten. Es handelt sich um eine sicherheitsrelevante Marge, die man berücksichtigen habe bezüglich derjenigen Temperaturen, denen die Industrieanlagen bei hohen Anforderungen (100°C) ausgesetzt sind. Während des erneuten Hochfahrens der Reaktoren ist die Validierung des Übergangs auf den Wert von 110°C von großer Relevanz, denn zu diesem Zeitpunkt übersteigt der Druckwert im primären Kreislauf die Schwellenwerte; dann müsse von einem System ausgehen, das unter reguliertem Druck stehe. Sofern ein absoluter Temperaturwert von 80°C gegeben ist, sei einzuschätzen, dass man einen RT_{NDT} unterhalb von 80°C vorliegen habe. Damit sei es – unter der Voraussetzung der unter Druck befindlichen Industrieanlage – möglich, einen Wert oberhalb des Temperaturübergangs zu erreichen, also in einem Bereich, in dem der Stahl seine optimalen mechanischen Eigenschaften aufweist. Liegt der RT_{NDT} unter 80°C , befinde man sich bezüglich der Phänomene der Druckbeaufschlagung des Kreislaufes in einer abgesicherten Position.

Bei den am heutigen Tag im Rahmen der Präsentation dargelegten Zahlen handelt es sich nicht um absolute Temperaturen, sondern um Temperaturabweichungen, unter Berücksichtigung derjenigen Temperaturwerte, die am Anfang gegeben waren. Die Übergangstemperaturen wurden in den oberen Bereich verschoben, bis auf 35 , 70 oder 180°C .

Im Fall eines optimalen Qualitäts aufweisenden Stahls, der unter besten Voraussetzungen geschmiedet wurde, ist die Übergangstemperatur eher negativ, im Fall eines Stahls mit einem etwas höheren Kohlenstoffwert reicht sie unter Umständen bis an 80°C . Wenn der Wert 80°C überschreitet, dann wird der Belastung ausgesetzte Stahl bei Betriebsbedingungen möglicherweise spröde.

In ein und demselben Reaktor gibt es mehrere Metallteile, für die unterschiedliche Übergangstemperaturen gelten. Es gibt also für einen Reaktor keinen einmaligen Zahlenwert. Diese Temperaturen verändern sich im Laufe der Zeit. Dies trifft insbesondere für die Klemmringe des Behälters zu, auf die die Neutronen auftreffen. Der Neutronenbeschuss hat ähnliche Folgen wie bezüglich der Kohlenstoffwerte, das heißt es tritt ein Anstieg der Übergangstemperatur ein. Für die Temperaturwerte derjenigen Metallteile, die dem Neutronenbeschuss nicht ausgesetzt sind, gilt, dass bei diesen auf längere Sicht stabilere Werte vorliegen, und hier treten keine besonderen Probleme auf. Dem Temperaturwert der Klemmringe des Behälters wird besondere Beachtung geschenkt. Überschreitet diese Übergangstemperatur den Wert von 80°C , so wird man annehmen müssen, dass der Behälter seine Lebensdauer fast erreicht hat.

Die Übergangstemperaturen der Reaktorbehälter von Fessenheim wurden in der Weise berechnet, dass diejenigen Werte, die erst zum Datum der vierten Zehnjahres-Prüfung (VD) gelten, bereits in die Kalkulationen einbezogen wurden.

Anlässlich der dritten Sicherheits-Prüfung hat sich die ASN vergewissert, dass die Temperaturwerte im folgenden Zehnjahreszeitraum in einem akzeptablen Sicherheitsbereich liegen. Die Modellrechnungen ergaben Temperaturen, die zwischen 75° und 81°C schwankten. Dies bedeutet, dass man sich Temperaturen annähert, bei denen die Frage der Alterung des Behälters bezüglich der Sicherheit große Bedeutung erlangt, denn die ursprünglichen Berechnungen der Sicherheits-Tests haben die Grenze ihrer Gültigkeit erreicht. Falls die vierte Zehnjahres-Prüfung (VD) stattfindet, wird dies – bei der erneuten Überprüfung der Sicherheit – einen sehr wichtigen Punkt darstellen; man müsste die Tests

unter Einbeziehung anderer Methodologien neu fundieren, beziehungsweise ergänzende Gesichtspunkte berücksichtigen.

Frau SENÉ äußert sich zu der Voraussetzung für eine erneute Härtung des Behälters.

Dazu erklärt Herr BOIS, man könne die Eigenschaften des Kristallgitters des Stahles mittels thermischer Behandlung wieder herstellen. Nach dem heutigen Wissenstand verfüge man aber nicht über das Know-how, einen bereits in Betrieb befindlichen Behälter erneut auszuhärten. Der EDF-Konzern hat seit längerer Zeit Methoden zur Steuerung des Neutronenflusses im Kern entwickelt, wodurch die Strahlungseinwirkung auf die Klemmringe begrenzt, also der Alterungsprozess verlangsamt werden kann. Die Überwachung der Klemmringe geschieht mittels kleiner stählerner, in den Kern eingebrachter Versuchsstäbe, bei denen man dann die Belastung mit Neutronen feststellen kann.

Herr EICHHOLTZER schlussfolgert, dass im Rahmen der vierten Zehnjahres-Prüfung (VD 4) bedeutende technische Überprüfungen durchgeführt worden wären, sofern es nicht die politische Entscheidung gegeben hätte, das Kernkraftwerk Fessenheim zu schließen.

Herr BOIS erläutert, dass eine erneute Überprüfung der Sicherheit stets sehr komplex sei. Hinsichtlich der in Fessenheim durchzuführenden Zehnjahres-Prüfung (VD 4) wären neue Themen zu bearbeiten gewesen, wie etwa die Neubewertung des Erdbebenrisikos, die Alterung des Behälters etc. Wie dem auch sei, so gelte doch, dass die im Zuge der Zehnjahresprüfung (VD 4) durchgeführte Sicherheitsüberprüfung der 900 MW-Reaktoren mit erheblichem Arbeitsaufwand verbunden sei, auch mit erhöhten Anforderungen, die die neuen Sicherheitskriterien berücksichtigen müssten.

Herr EICHHOLTZER fragt nach der Bestätigung, ob in Frankreich geplant sei, die Laufzeit der 900 MW-Reaktoren über 40 Jahre hinaus zu verlängern.

Herr BOIS äußert diesbezüglich, das Betreiberunternehmen wünsche eine Laufzeitverlängerung; Letztgenanntes sei verpflichtet, der ASN ein Dossier vorzulegen, in der die Möglichkeit der weiteren Inbetriebnahme nachgewiesen werde, unter Einhaltung der aktuell festgelegten Sicherheitskriterien. Die Aufgabe der ASN besteht darin, Untersuchungen zu diesem Dossier vorzunehmen und zu überprüfen, ob die Voraussetzungen für die Gewährleistung der Sicherheit komplett gegeben sind.

Herr LEDERGERBER räumt ein, dass die Präsentation des Herrn BOIS klarer als die der Kollegen aus Paris gewesen sei. Er erläutert, es gäbe eine andere Definition der Metallelastizität und der kompensatorischen Maßnahmen; diese entspreche nicht dem, was im Rahmen des Neutronenflusses und hinsichtlich des Durchleitungs-Managements der Verfahren dargelegt worden sei. Der Redner erwähnt die Arbeit eines Doktoranden über die Thematik der Mikrostrukturen des Stahls: In dieser wissenschaftlichen Arbeit werde erläutert, dass im Fall von verdichteten Körpern, wie etwa bei Phosphor und Kohlenstoff, eine hohe Komplexität zu berücksichtigen sei. Der Redner stellt die Frage, ob es ab einem bestimmten Kohlenstoffwert nicht opportun sei, die Industrieanlage anzuhalten.

Frau SCHÄFER fragt, ob bezüglich der Sicherheits-Prüfung der vierten Zehnjahres-Prüfung (VD 4) bei der Erreichung des Genehmigungsdatums ein Problem auftreten würde, das die Thematik der erneuten Sicherheitsüberprüfung betreffe. Sie bezieht sich auf einen in der *Basler Zeitung* veröffentlichten Artikel. In diesem Text soll Herr BOIS Anfang Oktober geäußert haben, für den Fessenheimer Standort sei es zunehmend wichtiger, dass dieser seinen industriellen Maßnahmeplan festlege. Sie erbittet genaue Informationen zu diesem Thema.

Herr BOIS äußert, dass Fremdkörper (wie etwa Kohlenstoff, Phosphor etc.) die Beschaffenheit der kristallinen Schicht beeinflussen. Er äußert sich über das im Dampferzeuger GV 3 der

Fessenheimer Anlage nicht abgefallene Teil eines Klemmrings, dessen Stahl sonstige Bestandteile oder Unreinheiten aufgewiesen habe. Bei diesem Thema, bei dem wissenschaftliche Erkenntnisse vorlägen, sei eine besondere Wachsamkeit angebracht. Es sind wissenschaftliche Instrumente, die der Beschreibung des Verhaltens des Stahls dienen, vorhanden, und durch deren Berücksichtigung lassen sich adäquate Aussagen über die Gewährleistung der Sicherheit treffen. Materialverunreinigungen können die Eigenschaften des Stahls verschlechtern; je nach den vorhandenen Beimengungen lassen sich die Eigenschaften des Stahls jedoch auch verbessern; dies trifft beispielsweise auf einige Legierungen zu.

Als Antwort auf die erste von Frau SCHÄFER gestellte Frage bestätigt Herr BOIS, dass dies ein wesentlicher Aspekt der Sicherheits-Überprüfung gewesen sei. Da die Thematik der vierten Überprüfung der Sicherheit für Fessenheim jedoch nicht mehr aktuell sei, könne er sich nicht darüber äußern, welche Methodologie man umgesetzt hätte.

Der Redner unterstützt die Erarbeitung eines effizienten industriellen Maßnahmeplanes für die kerntechnische Anlage (CNPE) von Fessenheim. Damit ließen sich die Sicherheitsfragen vorwegnehmen, die sich unabhängig vom weiteren Betrieb des Standortes stellen werden. Als Beispiel verweist er auf die Bedeutung der DUS. Würde Fessenheim weiter betrieben, so würde man diesen Punkt in anderer Weise bewerten. Umgekehrt gelte: Sofern der EDF-Konzern den Stillstand des Standortes bestätigen sollte, werden sich am Standort Fragen im Zusammenhang mit der Vorphase des Rückbaues und der Entsorgung der Kernbrennstabbbündel stellen. Man wisse heutzutage nicht, welche Strategie seitens dieses Industriezweigs umgesetzt werden solle, um die Brenneinheiten zu entsorgen und sie in die Wiederaufbereitungsanlage von La Hague zu verbringen. Sollte der Standort zum 1. Januar 2019 geschlossen werden, so sollten die Fragen recht bald analysiert werden.

Die Thematik der Entsorgung der Brennstäbe beim Rückbau der kerntechnischen Anlage betrifft den zentralen Punkt der Gewährleistung der Sicherheit. Solange die Anlage weiter in Betrieb ist, bleiben die Sicherheitsvorgaben auf dem gleichen Stand, wie sie für alle übrigen Kernkraftwerke gelten. Im Anschluss an die Stilllegung, auch im Fall, dass diese endgültig sein sollte, ist immer noch dasjenige Sicherheits-Referenzdokument anzuwenden, das auch für die ersten Monate, bzw. für die ersten Jahre des Stillstandes der Anlage gilt. Unabdingbar ist, dass ein Energieproduzent vorhanden ist. Einige Anforderungen werden selbst mehrere Jahre nach der Abschaltung des Standortes noch Gültigkeit besitzen. Deshalb hält es der Redner für sehr wichtig, dass ein Maßnahmenplan mit klaren Festlegungen vorhanden ist. Zudem erachtet er es für bedeutsam, dass die Mitarbeiter der Anlage über die Zukunft des Standortes informiert werden, denn sie müssten sich auf ihre Aufgaben konzentrieren. Er verweist darauf, dass die Ankündigung der Stilllegung am 10. November 2017 erfolgt sei.

Herr LACÔTE unterstreicht, er habe schon mehrfach beantragt, dass das Problem des Rückbaues der Anlage auf die Tagesordnung des CLIS gesetzt werde. Das dies habe man ihm systematisch verweigert. Es ist das erste Mal, dass man sage, der Punkt sei wichtig. Er informiert dann noch darüber, dass bezüglich der Zeitplanungen für die vierten Zehnjahres-Prüfungen (VD) die kerntechnische Anlage (CNPE) von Fessenheim nicht erwähnt werde. Bei allen anderen Standorten sei dies jedoch der Fall.

Herr HABIG äußert, die Zeitplanung habe man nach dem auf politischer Ebene gefassten Beschluss der Stilllegung des Standortes aktualisiert. Er ergänzt, die vierte Zehnjahres-Prüfung (VD 4) hätte zweifellos nicht stattgefunden; die die Sicherheit betreffenden Vorgaben würden bis zur Stilllegung der Reaktoren eingehalten. Er informiert darüber, dass man das Thema an dem Tag, an dem sich die staatlichen Stellen mit dem Rückbau der Anlage befassen, auf die Tagesordnung des CLIS setzen werde.

Punkt 6 – Die Problematik des Dampferzeugers des Reaktors Nr. 2 und sonstiger vom Unternehmen Creusot Forge hergestellter Metallteile, die am Standort Fessenheim im Einsatz sind (ASN und Frau SENÉ); Anhänge 7 und 8

Herr HABIG bittet Herrn BOIS, die Problematik der Dampferzeuger des Reaktors Nr. 2 und der anderen von *Creusot Forge* hergestellten Metallteile zu erläutern, die am Standort Fessenheim eingesetzt werden.

Herr BOIS gibt den Anwesenden einen Überblick über die mit den Dossiers *Creusot Forge* zusammenhängenden chronologischen Entwicklungen. Bezüglich des Dossiers von *Creusot Forge* wurde beginnend mit September 2016 bei allen Fertigungsdokumenten ein vollständiges Audit durchgeführt. An der Erstellung dieser Analyse waren bei AREVA etwa 100 Personen beteiligt und bei ASN übernahmen sieben bis zehn Personen die Überprüfungen.

Im Juli 2017 übergab der EDF-Konzern der ASN-Behörde die Unterlagen mit den Schlussfolgerungen aus diesem Projekt. Aufgrund des Audits konnten 601 Fehler/Anomalien festgestellt werden (bei der thermischen Behandlung sowie Abweichungen bei generischen Dokumentationen etc.), die aber – so der aktuelle Sachstand der Analysen – für die Sicherheit der Anlage nicht relevant waren.

Im Beschluss der ASN Nr.2017-DC-0604, der am 15. September 2017 veröffentlicht wurde (siehe **Anhang 9**) wird der EDF-Konzern gebeten, eine komplette Übersicht für jeden verbleibenden Reaktor zu erstellen, und zwar spätestens zwei Monate vor dem Wiederhochfahren, das im Anschluss an den nächsten Stillstand zwecks Aufladungsarbeiten eingeplant war. Auf jeden Fall müsse dies vor dem Jahresende 2018 erfolgen.

Bezüglich des seit dem 13. Juni 2016 stillstehenden Dampferzeugers Nr. 335 wurde der ASN das vollständige Dossier im Juli 2017 übermittelt. Dieses wird derzeit von der ASN und von dem Begutachtungs-Institut IRSN geprüft.

Die Schlussfolgerungen des Gutachter-Instituts IRSN werden der ständigen Expertengruppe vorgelegt; und die Modalitäten zur Information der Öffentlichkeit werden noch festgelegt. Die ASN hat eingeplant, die CLIS-Kommission einzubinden, sei es in Form einer themenspezifischen Sitzung, sei es durch Übermittlung zusätzlicher Informationen; man möchte sich dabei mit dem Thema befassen, wie die breite Öffentlichkeit adäquat informiert werden soll. Der Beschluss dürfte im Laufe des ersten Quartals 2018 ergehen.

Frau SENÉ erinnert in ihren Ausführungen daran, dass die Anomalien im Bereich des EPR von Flamanville festgestellt wurden und dass die in Frankreich, Japan und den USA hergestellten Stahlerzeugnisse seit den sechziger Jahren Ungenauigkeiten aufweisen.

In der Folge dieser Befunde fanden Untersuchungen an dem EPR und sämtlichen Reaktoren statt, und sämtliche Dossiers wurden überprüft. Die Referentin erklärt, dass es in den Dossiers zwei Arten von Dokumenten gebe: das dem Betreiberunternehmen übergebene Dossier zur Einhaltung der Regelungen und das 'echte' Dossier, das sich vom erstgenannten Dokument grundlegend unterscheidet.

Von den beim Unternehmen *Creusot Forge* befindlichen 9.250 Fertigungs-Dossiers betreffen 6.000 Dossiers die Kernkraft, darunter betrifft ein Drittel den EDF-Konzern, und 1.600 Dossiers beziehen sich auf Komponenten, die im kompletten Kernkraftanlagenpark installiert worden sind. Das ergibt durchschnittlich 30 Dossiers pro kerntechnischer Anlage.

95 Anomalien-Datenblätter beziehen sich auf den EPR von Flamanville, und 16 Datenblätter enthalten Konformitätsabweichungen.

Der Kern des diesen Vorgang betreffenden Problems liegt im Versagen der Qualitätskontrolle. Das Unternehmen EDF habe die ihm vorgelegten Dossiers entgegengenommen, ohne dass diese geprüft worden seien, und die ASN hat dem EDF-Konzern und AREVA

bedauerlicherweise Glauben geschenkt. Jede Person hat derjenigen, die den vorherigen Abschnitt verantwortete, Vertrauen geschenkt.

Frau SENÉ spricht sich dafür aus, man solle sich das Qualitätsmanagement-Know-how wieder aneignen. Das für die Durchführung der Kontrollen zuständige Personal müsse geschult und die für die Messungen erforderlichen Instrumente repariert werden. Wichtig ist, dass anlässlich der Arbeitssitzungen bezüglich jedes „Kettenglieds“ eine Überprüfung der jeweiligen Kompetenzen stattfindet und die richtigen Beschlüsse gefasst werden.

Die Referentin schätzt ein, dass der Analyse zwecken dienende Opferblock genau genommen nicht mit demjenigen Material identisch ist, das für den Fessenheimer Dampferzeuger Nr. 335 hergestellt wurde. Es seien nicht die gleichen Materialunreinheiten vorhanden und der Abkühlvorgang findet nicht unter den gleichen Voraussetzungen statt etc.

Die in den zwei Stahlblöcken nachweisbaren Ungleichartigkeiten sind daher nicht in der gleichen Weise vorhanden. Da das stahlverarbeitende Unternehmen bisher keine derart voluminösen und schweren Stahlblöcke gefertigt habe, hätte man seitens AREVA zwecks exakter Feststellung der physikalischen Daten der Stahlteile im Vorfeld Opferblöcke erstellen müssen.

Die Amerikaner haben sich für das stahlverarbeitende Unternehmen interessiert und nach ihrem Besuch einen Bericht erstellt. In diesem stellten sie fest, dass die Thermoelemente nicht funktionierten; dies bedeute, dass es beim Abkühlverfahren der Schmiedeteile ein Problem gab.

Die Rednerin drückt die Hoffnung aus, dass die Überwachung AREVAs, mit Unterstützung von ASN und IRSN künftig effizient sein wird.

Die Rednerin betont, dass der Rückbau der Anlage ein spezifisches Arbeitsprojekt darstelle und dafür die bisher schon geltenden Sicherheitsorientierungspunkte umgesetzt werden müssten, hinsichtlich der Sicherheit, der Umwelt, der Arbeitnehmer, der Bevölkerung. Sie verweist nachdrücklich auf die Notwendigkeit, über Rückbauplanungen zu verfügen.

Herr HABIG dankt Frau SENÉ für die Klarstellungen und fragt, ob *Creusot Forge* das einzige Unternehmen sei, bei dem Probleme im Qualitätsmanagement aufgetreten seien.

Daraufhin erläutert Frau SENÉ, man sei in den japanischen stahlverarbeitenden Unternehmen auf vergleichbare Probleme gestoßen.

Herr HABIG erteilt den Mitgliedern des CLIS das Wort.

Herr BARTHE stellt fest, dass es sich um die fünfte CLIS-Sitzung in Folge handele, bei der Informationen über den unteren Gussring des Dampferzeugers Nr. 335 bereit gestellt wurden. Dabei seien aber keine neuen Informationen übermittelt worden.

Der Redner wiederholt, dass die ‚lebensverlängernden‘ Maßnahmen seiner Meinung eingestellt und die Reaktoren 1 und 2 abgeschaltet werden sollten. Ihn interessiert jedoch trotzdem die Frage, ob – bei gleicher Materialkonfiguration wie beim Dampferzeuger 3 – ein etwas kürzeres Metallteil erstellt worden sei, bei dem man dann kein Abfallende („chutage“) gefertigt habe.

Herr BOIS äußert dazu, dass sich die ASN nicht über ein laufendes Projekt äußern könne. Dieses Verfahren wird von unterschiedlichen Instanzen validiert, die diesbezüglich maßgeblich sind, wie vom Nuklear-Sicherheits-Ausschuss HCTISN, Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire bzw. vom Ausschuss für den Zugriff auf Verwaltungsdokumente (CADA). Er bedauert, dass dies nicht schneller geschehen konnte.

Die Arbeiten müssten völlig unvoreingenommen durchgeführt werden, man müsse auf vollständige und auch verlässliche Informationen achten.

Er erinnert daran, dass man sich innerhalb weniger Monate wissenschaftliches Know-how und praxisrelevantes industrielles Wissen wieder aneignen musste. Die Problematik des Dampferzeugers stellt eine eigenständige Problematik dar. Aus diesem Grunde benötigt man viel Zeit. Der Redner sieht sich beim jetzigen Stand der Bearbeitung des Dossiers außerstande, sich über die zentralen Punkte der Tests und über die Ansicht der Experten des IRSN zu äußern.

Herr EICHHOLTZER stellt die Frage, ob beim Schmieden von Objekten dieser Größe nicht die Grenze des technologisch Machbaren erreicht sei. Er wirft die Frage auf, ob die auf diese Weise gefertigten Stahlteile zuverlässig und betriebssicher seien.

Herr BOIS möchte nicht davon sprechen, dass eine technologische Grenze erreicht sei. Es gehe vielmehr um Punkte, die in der Kernenergiebranche – verglichen mit anderen industriellen Sektoren - nicht vergleichbar. Dieser Wirtschaftssektor besitzt in Bezug auf die Größenordnung seiner Anlagen und der Bedeutung der Sicherheit eine Sonderstellung. Aus diesem Grunde basieren die Sicherheits-Richtlinien in der Kernenergiebranche auf den Definitionen, die den neuesten Stand der Technologien berücksichtigen. Im Rahmen höchster Anforderungen habe man industrielle Fertigungsverfahren festgestellt, die als unbefriedigend einzuschätzen seien. Deshalb ist es notwendig, dass diese „Lücke“ gefüllt wird und adäquate Kompetenzen erneut entwickelt werden. Der Redner äußert, dass die Rekonstruktion der Qualitätskontrolle im Stahlwerk von Creusot entsprechende Zeit erfordere und man die Mitarbeiter schulen müsse. Im Rahmen dieses Verfahrens muss eine Beratung erfolgen und eine Überwachung gewährleistet sein.

Punkt 7 - Die Arbeiten zwecks Gewährleistung der Dichtigkeit des Daches von Reaktor 2; Anhang 10

Herr HABIG bittet Herrn WINKELMULLER, er möge die Arbeiten zwecks Gewährleistung der Dichtigkeit des Dachs von Reaktor 2 vorstellen.

Herr WINKELMULLER erläutert, man habe den Dachbereich mit einem Belag versehen, um den Beton vor den Witterungseinflüssen zu schützen. Die Arbeiten, die auf dem Dach des Reaktors 2 durchgeführt wurden, umfassen das Auftragen einer Bindungsschicht aus Bitumen. Sodann habe man eine Aluminiumschicht zum Schutz vor UV-Strahlung und schließlich eine Kunstharzschicht zum Schutz der Aluminiumschicht aufgetragen. Die Fläche des Reaktordaches beträgt etwa 1.400 m². Diese Arbeiten werden regelmäßig im Abstand von etwa zehn Jahren durchgeführt. Ein vergleichbares Projekt ist bezüglich des Reaktors Nr. 1 für 2018 eingeplant.

Punkt 8 - Die Störfälle der Stufe 1, die seit der letzten CLIS-Sitzung zu verzeichnen waren und Erfahrungsaustausch; Anhang 11.

Herr HABIG bittet Herrn JARRY, er solle über diejenigen Vorfälle der Stufe 1 informieren, die seit der letzten CLIS-Sitzung auftraten und die Teilnehmer auch über den Erfahrungsaustausch informieren.

Herr JARRY stellt zuerst die Internationale Bewertungsskala für nukleare Störfälle (INES) dar, bevor er sich über die seit der letzten CLIS-Sitzung aufgetretenen Störfälle detailliert äußert.

Bei dem ersten Störfall handelt es sich um eine externe körperliche Kontaminierung. Dabei wurde bei einer zeitlich begrenzten Strahlenbelastung eines Technikers der individuelle

Jahresgrenzwert um ein Viertel überschritten. Die Expositions-dosis lag unterhalb der Jahresdosis und blieb für die Gesundheit des Technikers ohne Folgen. Bezüglich dieses Vorfalles wurde erklärt, dass es sich um einen Störfall der Stufe 1 der INES-Skala handelte.

Der zweite Störfall ereignete sich beim Stillstand der Tranche im August 2017. Ein Mitarbeiterteam zog verlegte bei der Vorbereitung einer Baustelle ein Kabel und führte dieses durch eine Zugangsschleuse, was deren Schließung dann möglicherweise verhindert hätte. Da es sich um eine verspätet entdeckte, zeitlich begrenzte Konformitätsabweichung im Bereich des Reaktorgebäudes handelte, wurde erklärt, dass dieser Störfall der Stufe 1 der INES-Skala entspreche.

Der Redner kommt auf den Störfall der Stufe 2, bezüglich der Verankerung der Dieselnostromaggregate, zu sprechen. Er erklärt dazu, dass es sich bei der am 13. Oktober 2017 abgegebenen Erklärung um eine Fortschreibung des die 1300 MW-Kraftwerke betreffenden signifikanten, generischen Sicherheitsvorfalles vom 20. Juni 2017 gehandelt habe. Diese Fortschreibung erfolgt im Anschluss an die bilanzierende Einschätzung der Materialien, die die Funktionsweise der Diesel-Notstromaggregate für den gesamten Anlagenpark der Nuklearindustrie betrifft.

Sodann bittet Herr HABIG Herrn BOIS, dass dieser die Sichtweise der ASN bezüglich der Störfälle der Stufe 1 darstellen solle.

Herr BOIS erläutert, dass diese Vorfälle den weiteren Maßnahmen zur Optimierung der Sicherheit und des Strahlenschutzes Impulse geben würden. Er hält es für erforderlich, für den Erfahrungsaustausch umfassende Informationen zu beschaffen und betont, dass die ASN der Analyse dieses Erfahrungsaustausches (REX) ganz besondere Beachtung schenke.

Als Beispiel verweist der Redner auf die Schlussfolgerungen, die man aus dem signifikanten Störfall der körperlichen Kontaminierung ziehen müsse. Es gehe bei der Ausführung dieser Arbeiten generell um die genaue Einschätzung der risikobehafteten Baustellen und um vorbeugende Maßnahmen zur Dispersion radioaktiver Partikel.

Hinsichtlich des zweiten Störfalles der Stufe 1 gehe es beim Erfahrungsaustausch (REX) um die bei gleichzeitig ablaufenden Arbeitsvorgängen auftretenden Risiken. Der Redner verweist darauf, wie wichtig es sei, die Störfälle im Hinblick auf die Art zu analysieren, wie die Techniker im Vorbereitungsstadium ihrer Arbeiten vorgegangen seien.

Punkt 9 - Die Inspektion vom 7. August 2017 und das anschließende Schreiben vom 25. August 2017; Anhang 12

Herr HABIG bittet Herrn BOIS, dass er die Teilnehmer über die am 7. August 2017 durchgeführte Inspektion und über den nachfolgenden Brief vom 25. August 2017 unterrichten solle.

Herr BOIS wirft die Frage nach den besonderen Veranlassungen für den Sonderantrag zur Durchführung der Inspektion vom 7. August auf und befasst sich mit dem nachfolgend versandten Schreiben. Er erläutert, dass es sich um eine klassische Inspektion gehandelt habe, die sich vom üblichen Verfahren der bisher durchgeführten 15 bis 20 Jahres-Inspektionen nicht unterscheiden habe. Diese Inspektion fand am Standort statt, bezog sich auf die Modalitäten der technischen Arbeiten im kontrollierten Bereich und betraf die Bedeutung des Strahlenschutzes der Arbeitnehmer. Die ASN interessierte die Art und Weise,

wie ein Nebengebäude, in dem einige Arbeiten durchgeführt werden, funktioniert, wobei es besonders um die Dekontaminierungsprodukte gegangen sei.

Man stellte dabei einige wichtige Abweichungen von den Vorgaben fest:

- Fehler bei der Rückverfolgbarkeit hinsichtlich gewisser Kontrollen, die aufgrund der internen Anweisungen des Betreiberunternehmens eingeplant sind (Wärmebelastungen, Funktionsweise der Sensoren, Belüftung etc.);
- die Vorgehensweise bei der gesundheitlichen Betreuung einer Person im Fall einer Kontamination ist zu überprüfen, insbesondere im Hinblick auf die späteren Analyse-Anforderungen (die weitere Bearbeitung der jeweiligen Kontaminierungsmaterialien).

Die ASN hat die Durchführung von Korrekturmaßnahmen beantragt, wie beispielsweise einen Maßnahmenplan zwecks Rückverfolgung der Kontrollen und die Neubearbeitung des Verfahrens zur Betreuung einer kontaminierten Person.

Die Inspektion erbrachte insgesamt ein zufriedenstellendes Ergebnis, vorbehaltlich der beantragten Korrekturmaßnahmen.

Herr BARTHE bittet um die Bereitstellung von Informationen über die aufgespürten Radioisotope. Er fragt nach den Vorschriften, die für die zur Schleuse führenden Türen gelten. Sollen diese grundsätzlich geschlossen werden oder sollen sie nur abschließbar sein?

Herr BOIS sind die Informationen über die Kontamination des Technikers mit Radioisotopen, die bei der Betätigung einer Abfallpresse auftrat, aktuell gerade nicht verfügbar. Allgemein handelt es sich um die mit aktivierten Metallen verunreinigten Tücher, in denen sich Kobald-60-Partikel befinden.

Aufgrund der betrieblichen Spezifikationen gilt, dass im Zusammenhang mit der Beförderung von Brennstoffen die Türen verschließbar sein müssen. Sie müssen jedoch nicht grundsätzlich geschlossen sein.

Herr LACÔTE stellt fest, dass bei der Erklärung des Störfalles der kerntechnischen Anlage (CPNE) von Fessenheim sehr wenig erläuternde Informationen übermittelt wurden. Er möchte, falls dies möglich wäre, bezüglich der Erklärung dieser Störfälle ergänzende Informationen erhalten.

Punkt 10 - Verschiedenes

Herr HABIG informiert die Teilnehmer über die nächste Plenumsitzung des CLIS; diese findet statt am:

20. März 2018, um 14.30 Uhr, im Raum 320 der Präfektur von Colmar.

Er dankt allen Sitzungsteilnehmern, wünscht ihnen eine gute Heimreise und schließt damit die Sitzung des CLIS von Fessenheim.