

Consultatie verslag Handreiking VOBK (Veilig Ontwerp en het veilig Bedrijven van Kernreactoren)

1. Inleiding

De Handreiking VOBK ("Handreiking") bestaat uit een inleiding en een document met de Dutch Safety Requirements ("DSR"). De Handreiking bevat veiligheidsrandvoorwaarden voor het ontwerp en de bedrijfsvoering van lichtwater gekoelde kernreactoren. Het geeft inzicht in de stand der techniek en wetenschap van de nucleaire veiligheid van nieuwe kernreactoren anno 2015. Tevens biedt de Handreiking voor bestaande reactoren een referentiekader voor de laatste relevante ontwikkelingen en inzichten inzake de nucleaire veiligheid (in het kader van het continu verbeteren van de veiligheid ofwel "continuous improvement").

Van 3 april tot en met 29 mei 2015 was het mogelijk voor burgers en organisaties via een internetconsultatie te reageren op de ontwerp-Handreiking. Deze consultatie volgde op eerdere consultaties van het Internationaal Atoom Energie Agentschap (de IAEA), de (nucleaire) industrie en maatschappelijke organisaties in 2013/14.

Dit verslag behandelt een aantal thema's rond de ontvangen reacties op de internetconsultatie en hoe deze eventueel verwerkt zijn.

2. Reacties

De Internetconsultatie liep van 3 april tot 3 mei 2015 via de internetconsultatie website en het mailadres postbus.consultatie@anvs.nl. Na verzoek van een respondent heeft de ANVS partijen de mogelijkheid geboden om nog tot 29 mei met (aanvullende) reacties te komen. Eén organisatie heeft daarvan gebruik gemaakt. In totaal zijn er 11 reacties binnengekomen. 3 van de 11 reacties zijn openbaar, 8 van de 11 respondenten hebben gebruik gemaakt van de mogelijkheid om niet met hun naam op de website te komen. Vertegenwoordigers van de industrie en van maatschappelijke organisaties en experts hebben deelgenomen aan de consultatie. Omdat het merendeel van de respondenten anoniem wenst te blijven, heeft de ANVS de reacties een (willekeurige) code gegeven, met uitzondering van degenen die in het openbaar gereageerd hebben zijnde de stichting LAKA, LiLi Consultancy en Van der Plas NSC.

De reacties zijn verschillend van aard. Een aantal bevat vragen om verdere uitleg, een aantal biedt voornamelijk redactionele suggesties en een aantal gaat op de inhoud in. Er zijn zowel reacties op de inleiding van de Handreiking als op de DSR.

In dit verslag wordt ingegaan op thema's die in een aantal reacties terugkwamen:

- De status van de Handreiking
- Transparantie als middel van verhogen van de nucleaire veiligheid
- Kwalitatieve eisen
- Kwantitatieve eisen
- Uitvoerbaarheid
- Toepassing op onderzoeksreactoren
- Externe gevaren

De overige reacties en vragen staan in de bijlage vermeld. De ANVS geeft daarbij aan hoe zij de reactie beoordeeld heeft of geeft een antwoord op de gestelde vraag. De redactionele suggesties zijn niet opgenomen in de bijlage. De ANVS heeft de suggesties wel beoordeeld en zo nodig overgenomen.

3. Thema's

De status van de Handreiking

Eén respondent vindt de status van de Handreiking onduidelijk. De concept Handreiking geeft aan dat de VOBK een richtlijn is die niet hoeft, maar wel kan worden gevolgd. Daarnaast gebruikt de Handreiking soms de term eisen ("..wordt geëist.." blz 10).

Een ander vraagt of de Handreiking te zijner tijd in wetgeving wordt opgenomen of het richtlijnen bevat die in vergunningen kunnen worden opgenomen.

Reactie ANVS: de Handreiking beschrijft de stand der techniek en wetenschap. Alhoewel de Handreiking VOBK geen ministeriële regeling is en dus geen wettelijke eisen bevat, zal de beoordeling van een vergunningaanvraag plaatsvinden aan de hand van de veiligheidsrandvoorwaarden zoals beschreven in de Handreiking VOBK. Dat betekent dat de beoordeling van de stand der techniek en wetenschap aan de hand van de Handreiking zal plaatsvinden. Voor de veiligheidsevaluaties voor bestaande reactoren (zoals op basis van de Regeling implementatie richtlijn nr. 2009/71/Euratom) geldt daarnaast ook expliciet het redelijkerwijs criterium. De tekst in de inleiding van de handreiking is aangepast.

Voorschriften uit de Handreiking vormen mede de basis voor vergunningsvoorwaarden als daar na beoordeling van de aanvraag aanleiding toe is.

Twee respondenten informeerden naar de geldigheidsduur is van de Handreiking.

De ANVS streeft er naar de Handreiking eens in de vijf jaar te actualiseren. Indien daar aanleiding voor is, zal dit sneller gebeuren, bijvoorbeeld naar aanleiding van evaluaties van opgetreden incidenten. De tekst in de inleiding is overeenkomstig aangepast.

Transparantie

Twee respondenten noemden transparantie als middel om de nucleaire veiligheid te vergroten. De Stichting Laka verwijst daarvoor naar adviezen van het IAEA. Zij vraagt om een meer actieve invulling van "stakeholder involvement" en aan "transparency of plant operations".

De ANVS vindt transparantie belangrijk. Deze Handreiking is echter niet de aangewezen plaats om richtlijnen hierover op te nemen. Deze staan wel in de Regeling implementatie richtlijn nr. 2009/71/Euratom en zijn bovendien verder uitgewerkt in de nieuwe Europese Richtlijn (Council Directive 2014/87/EURATOM). Deze nieuwe richtlijn heeft mede als doel het vergroten van de transparantie in nucleaire veiligheid en crisisvoorbereiding en beheersing (inclusief samenwerking met en betrokkenheid van het publiek). De ANVS bereidt op dit moment Nederlandse wet- en regelgeving voor om deze richtlijn te implementeren.

Kwalitatieve eisen

Een tweetal respondenten vindt bepaalde kwalitatieve eisen niet eenduidig, met name het voorschrift van 2.6 (1) "accidents with core melt which would lead to early or large releases shall be practically eliminated". Andere voorbeelden zijn het gebruik van "a high level of confidence, significant influence".

In de inleiding van de Handreiking staat beschreven hoe vergunninghouders en initiatiefnemers "praktisch uitsluiten" dienen te interpreteren. De verdere invulling van de kwalitatieve eisen staat niet in de Handreiking. Tijdens het vooroverleg voor een vergunningaanvraag worden deze termen nader ingevuld door de ANVS en vergunningaanvrager. De tekst van de Handreiking is niet aangepast.

Kwantitatieve eisen

Kernsmeltfrequentie

Twee respondenten hebben moeite met de gestelde grenswaarde van de kernsmeltfrequentie (kleiner dan 10^{-6} per jaar). Volgens de een is deze in de huidige praktijk veel hoger en suggereert de formulering dat deze inschatting alom geaccepteerd en geverifieerd is wat niet het geval zou zijn. Dit zou blijken uit een onderzoek van het Max Planck instituut. Een ander vindt deze eisen onrealistisch veel strenger dan toekomstige internationale eisen zoals bijvoorbeeld het IEC61513 (basis voor het RCLS project).

De ANVS is van mening dat kernsmelt incidenten ernstige gevolgen kunnen hebben en daarom hanteert zij een maximale grens in de Handreiking. Voor nieuwe reactoren is de gestelde grens van 10^{-6} haalbaar. Deze eis is eerder geformuleerd in een randvoorwaardenbrief aan de Tweede Kamer (vergaderjaar 2010/2011, 32645, ref. 1) en de haalbaarheid is ook besproken met enkele leveranciers van nieuwe kerncentrales. De kerncentrale Borssele heeft nu een kernsmeltfrequentie van 4×10^{-6} per jaar. Voor bestaande reactoren is het redelijkerwijs criterium van toepassing (zie De status van de Handreiking).

Radiologische doelstellingen

Er zijn drie reacties binnengekomen die betrekking hebben op de radiologische doelstellingen.

Een respondent stelt dat de gekozen interventiezones (tabel 3, inleiding p. 9 bovenaan) veel te klein zijn. In Fukushima zijn mensen binnen een zone van 20 km geëvacueerd. De zones zijn door de wind ook niet cirkelvormig. Het nut van dichtbij schuilen is verder beperkt en schuilen en jodium profylaxe zou over een groter gebied moeten plaatsvinden.

Een tweede stelt dat niet met zekerheid te voldoen is aan een overall-eis dat de dosis off-site altijd beneden een bepaalde waarde moet blijven. Dit is afwijkend van IAEA documenten. Wel kan men conform IAEA streefwaarden ("safety goals") opstellen.

Een andere respondent vindt het opleggen van een strengere dosislimiet (art 2.6 (1)) voor ongevallen op de veiligheidsniveaus 2 en 3 dan in het Besluit Stralingsbescherming (artikel 77) onduidelijk gemotiveerd.

Als reactie op de eerste respondent geeft de ANVS aan dat tabel 3 over randvoorwaarden m.b.t. het ontwerp gaat. De in de tabel genoemde zones zijn geen interventiezones, maar beschrijven eisen aan het ontwerp. De initiatiefnemer dient aan te tonen dat lozingen bij kernsmeltongevallen binnen de bij deze (cirkelvormige) ontwerpzones gestelde limieten vallen. Dit sluit overigens niet uit dat er zich omstandigheden kunnen voordoen die niet in het ontwerp zijn meegenomen (zoals in Fukushima het geval was) waarbij deze zones overschreden kunnen worden. Het is daarom van belang dat deze omstandigheden (in-/externe gevaren ofwel in-/external hazards) zo realistisch mogelijk moeten worden omschreven. Hiervoor worden in hoofdstukken 2.4, 2.5 en 4.4 en in Annex 2 van de Handreiking (DSR) voorschriften gegeven.

De initiatiefnemer/vergunninghouder dient aan te tonen dat kernsmeltongevallen die tot vroegtijdige en/of grootschalige lozingen kunnen leiden praktisch uitgesloten zijn. Voor die ongevallen die niet praktisch uit te sluiten zijn gelden dan de off-site dosislimieten. Deze methodiek volgt de WENRA richtlijnen.

In de Handreiking wordt voor de dosiscriteria op veiligheidsniveau 2 en 3 voor werknemers verwezen naar het Besluit Stralingsbescherming ("BS"). Met de Handreiking zijn deze dosiscriteria niet gewijzigd. De voor voorzienbare gebeurtenissen relevante dosiscriteria voor normale bedrijfsomstandigheden staan in hoofdstuk 7.1 van het BS.

Voor nieuwe reactoren moeten gebeurtenissen op veiligheidsniveaus 2 t/m 4 door het ontwerp beheerst kunnen worden. Bij bestaande reactoren is hierbij het redelijkerwijs criterium van toepassing.

Om de eerste twee punten te verduidelijken is de tekst bij tabel 3 en onder figuur 2 van de inleiding van de Handreiking aangepast.

Individueel en groepsrisico.

Een aantal respondenten vinden de opgenomen eisen van het individueel en groepsrisico onvolledig, onlogisch of onduidelijk. Deze eis is opgenomen onder 2.6 (1):

The probability of occurrence that a person, located permanently and unprotected outside the facility, dies as a result of an accident, shall not exceed 10^{-6} per year. The probability of occurrence that a group of at least 10 persons would directly die as a result from an accident shall not exceed 10^{-5} per year, or for n times more fatalities a probability which is n^2 times smaller.

Deze eis staat in het Besluit Kerncentrales, Splijtstoffen en Ertsen (BKSE, artikel 18 lid 3) vermeld en is niet nieuw. In de Handreiking wordt wel een strengere norm gehanteerd, doordat alle ongevallen in de kansberekening moeten worden opgenomen (in het BKSE alleen buiten ontwerp ongevallen).

Uitvoerbaarheid

Een respondent heeft moeite met opzet van deze Handreiking. Zijns inziens is de Handreiking een uitwerking van Duits regelwerk en zijn er ongemotiveerde afwijkingen. Het Duitse regelwerk wordt niet meer onderhouden nu Duitsland uit kernenergie stapt. Het IAEA regelwerk is niet integraal overgenomen. Zo geeft de Handreiking afwijkende definities van het gelaagde veiligheidsprincipe. In het algemeen stelt de Handreiking onhaalbare eisen aan nieuwe types kerncentrales en maakt daarmee kernenergie onmogelijk. Verder zijn kernsmeltongevallen geen ontwerpongevallen, het zijn 'Design Extension Conditions' (IAEA). Op welke wijze aan zulke ongevallen eisen kunnen worden gesteld is weergegeven in SSR2/1. Door kernongevallen binnen de ontwerpbasis te plaatsen geeft men blijk van een verkeerd begrip van het verschijnsel 'kernsmeltongeval'. Tot slot gebruikt de Handreiking geen moderne inzichten als Risk Informed Regulation and New Safety Construct van de ASME.

In de Handreiking worden behalve de IAEA ook de WENRA en andere recente ontwikkelingen gevolgd. In de inleiding op pagina 3-4 staat een en ander toegelicht onder "Achtergrond DSR". Van het IAEA regelwerk zijn in deze Handreiking eisen tot op het niveau van 'IAEA requirements' opgenomen. Wat betreft de definitie van het gelaagd veiligheidsconcept is het WENRA concept overgenomen. De internationale aanbevelingen die gaan over Management en Organisatie zijn inderdaad niet overgenomen en zal de ANVS bij de implementatie van de EU richtlijn uit 2014 meenemen, zo nodig aangevuld met een extra handreiking op dit gebied. Met het oog op het uitvoeren van de veiligheidsanalyse en het opstellen van het Safety Analysis Report (SAR) heeft de ANVS daarnaast twee documenten in ontwikkeling: het Technical Review Plan (TRP) en de Organisation of the Review Process (ORP). Deze volgen onder andere de aanbevelingen van het IAEA. Tot slot heeft de IAEA een scala aan Safety Guides die meer ingaan op de invulling van de veiligheidseisen (het hoe). Deze "onderbouwende laag" is niet in de Handreiking opgenomen. De ANVS overweegt wel deze guides ook te gaan omzetten voor Nederlands gebruik.

Voor het onderhoud van de Handreiking neemt de ANVS deel aan internationale activiteiten zoals deze worden georganiseerd door de IAEA, de ENSREG en de WENRA. Verder werkt ANVS nauw samen met Technical Support Organisations zoals het Duitse Technisch Adviesbureau GRS (Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit), NRG (Nuclear Research Group) en het RIVM.

De Handreiking is de weergave van de stand der techniek en wetenschap voor de nucleaire veiligheid anno 2015. De stand der techniek en wetenschap is in ruime zin bedoeld. Het omvat de

tijdens de bedrijfsvoering opgedane ervaringen, de inzichten verkregen door veiligheidsanalyses van in bedrijf genomen kerninstallaties, de ontwikkelingen van de technologie en de resultaten van veiligheidsonderzoek, indien van toepassing en beschikbaar. De ANVS maakt daarvoor onder andere gebruik van de Duitse Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, de aanbevelingen van de IAEA en de WENRA voor ontwerpdoelstellingen voor kernreactoren. De nieuwste inzichten zijn hierbij ook meegenomen zoals bijvoorbeeld die op basis van de ervaringen van Fukushima. Het opnemen van ongevallen met meervoudig falen binnen het ontwerp en het praktisch uitsluiten van ongevallen met vroegtijdige en/of grootschalige lozingen is in lijn met WENRA aanbevelingen.

De ANVS heeft niet gekozen voor het New Safety Construct omdat dit een opinie is van ASME over het gelaagde veiligheidsconcept. De ANVS volgt een breed gedragen veiligheidsconcept van de WENRA. Dat is ook de reden dat niet gekozen is voor het Risk Informed Regulation van de NRC (United States Nuclear Regulatory Commission).

De ANVS heeft naar aanleiding van deze reactie het begrip "stand der techniek en wetenschap" in de Handreiking toegelicht.

Toepassing op onderzoeksreactoren

*Met betrekking tot onderzoeksreactoren zijn er diverse vragen. In de Handreiking staat dat de randvoorwaarden voor onderzoeksreactoren gradueel toegepast mogen worden indien kan worden aangetoond dat ze een kleiner potentieel risico voor de omgeving hebben. Een respondent vindt dit een nogal vage omschrijving. Wanneer is aangetoond dat de risico's voor de omgeving kleiner zijn? Wat wordt verstaan onder 'kleiner'? Zijn de randvoorwaarden die hiervoor worden toegepast openbaar, toetsbaar en aanvechtbaar? Een tweede respondent vindt de volgende stelling voorbarig "In vergelijking met vermogensreactoren zijn de risico's (van research reactoren) voor het publiek over het algemeen kleiner.". Over het algemeen is de bronterm van een vermogensreactor vele malen groter dan van een researchreactor. Daarentegen is het gebruik van een researchreactor veel minder statisch en meer experimenteel, waarmee de kans op ongelukken groter is. Het risico (kans*gevolg) van een researchreactor kan dus groter zijn dan van een vermogensreactor. Een ander vraagt zich af of eis 2.2 (1) (barrière concept) ook niet dient te gelden voor onderzoeksreactoren.*

Een nadere uitleg van de randvoorwaarden voor onderzoeksreactoren staat in Annex 6. In deze Annex wordt aangegeven in hoeverre de algemene eisen in het hoofddocument van toepassing zijn op onderzoeksreactoren, het principe van 'grading'. Om dit ook duidelijk te maken in de inleiding van de Handreiking is nu een verwijzing naar Annex 6 opgenomen. Het risico van een onderzoeksreactor kan inderdaad groter worden door een minder statische bedrijfsvoering. Dit effect wordt meegenomen in Annex 6. De eis 2.2 (1) geldt inderdaad ook voor onderzoeksreactoren.

Een respondent heeft een aantal vragen gesteld met betrekking tot de interpretatie van de randvoorwaarden die in Annex 6 genoemd worden.

Deze vragen met antwoorden staan in de bijlage van dit verslag.

Externe gevaren

Een respondent heeft drie punten m.b.t. externe gevaren.

Artikel 2 (3) blz. A2-4: "The effectiveness of preventive measures shall be ensured even if the single failure concept is applied (see Annex 3 of the "Safety Requirements for Nuclear Reactors")."
De respondent vraagt zich af hoe dit moet worden geïnterpreteerd voor een dijk.

Annex 3 (artikel 2.4 (1)) geeft uitleg hoe om te gaan het toepassen van het 'single failure concept' bij passieve systemen. Een dijk is te beschouwen als een passief systeem. Indien een initiatiefnemer of vergunninghouder kan aantonen dat er voldoende veiligheidsmarge is dan hoeft zij niet uit te gaan van falen van dit systeem. Als een dijk dus met voldoende marge wordt ontworpen is het niet nodig een tweede dijk aan te leggen. De betrouwbaarheid van de dijk moet wel gedurende levensduur van de centrale worden gegarandeerd. Indien tijdens de levensduur van de reactor (bijvoorbeeld tijdens een 10 jaarlijkse evaluatie), blijkt dat de betrouwbaarheid van de dijk lager is dan bij het ontwerp werd aangenomen, zal door de vergunninghouder onderzocht moeten worden of aanvullende maatregelen noodzakelijk zijn.

De respondent heeft ook opmerkingen over de strekking van Artikel 4.2.2.1 (1) op blz. A2-31. "It shall be ensured by suitable protection measures that the safety of the plant will not be inadmissibly impaired by an accidental aircraft crash of both commercial and military aircraft with account taken of present and future characteristics of air traffic." Zijn opmerking is dat daarmee de 10^{-4} (per jaar) eis voor de terugkeerfrequentie (zie Annex 2, artikel 4.1.(3)) wordt losgelaten voor de door de mens veroorzaakte externe gevaren.

Overeenkomstig artikel 4.2.2.1 van Annex 2 geldt inderdaad dat een nucleaire installatie bestand moet zijn tegen neerstortende vliegtuigen (vliegtuigval). Vliegtuigval moet hierbij ongeacht de specifieke lokale situatie verondersteld worden in het ontwerp, dit is dus een deterministische (d.w.z. generieke) eis. Deze benaderingswijze staat ook in een Tweedekamerbrief (vergaderjaar 2010/2011, 32645, ref. 1).

Bij de overige door de mens veroorzaakte gevaren waren in de meeste gevallen de woorden zoals 'site specific' opgenomen. Dit betekent dat de kans op een extern gevaar locatiespecifiek bepaald moet worden. Hierbij dienden overeenkomstig artikel 4.1(3) van Annex 2 alle gevaren met een kans van optreden van meer dan 10^{-4} per jaar te worden meegenomen. Niet bij alle door de mens veroorzaakte gevaren kwam dit echter duidelijk aan de orde (bijv. gevaarlijk materiaal, externe brand). De DSR is op dit punt aangepast.

Een laatste zorg is dat Artikel 2.1 (5b) in tegenspraak is met Artikel 1 (1) in Annex 2. In het laatst genoemde artikel gaat het om het behoud van de drie veiligheidsfuncties (zie blz 6 van de inleiding voor een toelichting op de veiligheidsfuncties) in het geval van interne en relevante (locatie-afhankelijke) externe gevaren. In het eerstgenoemde artikel lijkt de scope veel breder (alle veiligheidsniveau 3a en 3b PIE's) "at least the number of redundant trains and components to ensure the required degree of safety as specified in 3.1 (3) and 3.1 (4) shall be protected against external hazards".

Ook in artikel 2.1 (5b) is de scope het behoud van de drie veiligheidsfuncties. Dit staat in het eerste deel van artikel 2.1 (5b) ("The design shall be such that items that are necessary to fulfill the fundamental safety functions are either capable of withstanding the effects of external events considered in the design or protected from such effects by other features such as passive barriers").

Bijlage

ANVS antwoorden op de overige, belangrijkste zienswijzen van de internetconsultatie.

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
1	niet openbaar	Inleiding	Ik kom niets tegen over de productie, verwerking en opslag van kernafval, terwijl er wel genoemd staat dat dit een belangrijk onderwerp is. Waarom zijn hier geen voorschriften over opgenomen in de handreiking?	In de DSR staat dat bij het ontwerp al rekening dient te worden gehouden met ontmanteling. Voorschriften voor verwerking en opslag van afval vallen niet onder de vergunning van kernreactoren. Wel zijn er voorschriften voor de tijdelijke opslag in het splijtstofopslagbassin overigens.	Geen
2	niet openbaar	Inleiding	Welke combinaties van ongevallen en welke soorten kernsmeltongevallen worden hierbij gespecificeerd? Zal die lijst worden geactualiseerd en gepubliceerd? Welke scenario's zijn nog steeds buitenontwerp?	Deze staan in Annex 1 van de DSR.	In de inleiding is nu ook verwijzing opgenomen naar Annex 1.
3	niet openbaar	Inleiding	Zijn in deze Regeling beveiliging nucleaire inrichtingen en splijtstoffen ook technische vereisten opgenomen? En zijn de DRS en deze Regeling complementair en volledig als het gaat om het ontwerp van een nieuwe reactor en het ondervangen van mogelijke doelbewuste acties om een kerninstallie in gevaar te brengen? Of wordt hier in het technisch ontwerp geen rekening mee gehouden?	In de DSR staat dat in het ontwerp ook rekening met beveiliging dient te worden gehouden "Safety measures, security measures and measures for accounting for, and control of, nuclear material shall be designed and implemented in an integrated manner in such a way that they do not compromise one another" (blz 1). De Regeling beveiliging nucleaire inrichtingen en splijtstoffen gebruikt ook voorschriften die veelal doelgericht van aard zijn.	Geen
4	niet openbaar	Algemeen	Wij willen benadrukken dat de handreiking van groot belang is. Met de publicatie van de handreiking geeft u duidelijkheid over uw referentiekader bij het beoordelen van vergunningaanvragen in het kader van de Kernenergiewet.	De ANVS is het met deze opmerking eens.	Geen
5	niet openbaar	DSR, Annex 1	DSR, annex 1, table 4-3, no. B3a-12: events during handling and storage of fuel assemblies and heavy loads. Dit is mager uitgewerkt. Denk ook aan load drop van een reactorvatdeksel, afscherming zoals betonplaten en andere ware objecten die binnen het containment gehesen worden en veiligheidssystemen kunnen bedreigen.	De "load drops" zijn opgenomen in de volgende eisen (dus niet in de specifieke PIE's): 3.2.5 Drop and impact of heavy loads with potential risk for items important to safety 3.2.5 (1) Loads that may lead to the failure of items important to safety or the release of radioactive material when dropped shall be identified. These also include roll-over and impact of swinging objects, in particular of transport and storage casks. 3.2.5 (2) Faulty operation or maintenance on lifting equipment as well as on its hoisting gears, load-bearing and load attachment devices shall also be considered as potential causes of a drop of heavy loads. 3.2.5 (3) A drop of load with inadmissible consequences shall be safely prevented.	Geen
6	niet openbaar	Inleiding	Blz 6. Kernreactoren moeten veilig worden bedreven. Alleen maar bij bedrijf veilig?	Nee, bij alle operationele fases. Dit wordt in DSR verder uitgewerkt.	Geen
7	niet openbaar	Inleiding	Ook een retentiefunctie: het keramiek van de splijtstoftablet. Dit voorkomt dat uranium of splijttingsproducten zich vrij maken uit de matrix.	Dat is juist, maar de matrix vormt geen barriere voor verspreiding en telt daarom niet mee in het barriere concept.	Geen
8	niet openbaar	Algemeen	Wellicht te specifiek, maar worden er nog eisen gesteld aan de keuze van inspectieregimes: ASME, KTA,...? En aan ontwerp en bedrijf van hijsapparatuur (KTA)?	Er worden in de DSR geen inhoudelijke eisen geformuleerd aan het inspectieregimes maar deze moeten het veiligheidsbelang van de SSC's (structuren, systemen en componenten) weerspiegelen. De procedure is dat de aanvrager een onderbouwd voorstel maakt; de vergunningverlener beoordeelt het voorstel en stelt het uiteindelijk vast. Dit is een onderwerp in het vooroverleg. Het staat uiteindelijk op hoofdlijnen in het veiligheidsrapport vermeld.	Geen
9	LiLi Cons. BV	DSR, Hoofddoc	Verderop in 2(1) staat "...levels of defence as well as in case of internal and external hazards...". Het komt me voor dat bedoeld is "...levels of defence in case of internal as well as external hazards..."	Dit wordt inderdaad bedoeld. Met deze zinsconstructie wordt extra nadruk gelegd op interne en externe gevaren. De vergunningaanvrager moet dit nadrukkelijk opnemen in zijn analyses.	Geen

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
10	niet openbaar	Algemeen	De handreiking is zoals in de begeleidende stukken is beschreven, mede tot stand gekomen na de totstandkoming in de loop der jaren van diverse documenten over dit zelfde thema, gebaseerd op een uitgebreide reeks documenten van IAEA, fundamentele veiligheidseisen van WENRA en de veiligheidscriteria van Duitse zijde. De zeer breed opgezette reeks Codes and Standards van IAEA, maar daardoor moeilijk direct toepasbaar, hebben door bijdragen van WENRA een grote winst aan focus op de essentiële veiligheidseisen gekregen en met het Duitse systeem van veiligheidseisen uitgebreid vorm voor nationale toepassing gekregen. Met deze internationaal beschikbare resultaten van vrij recente datum heeft het nu voorliggende ontwerp voor toepassing in Nederland een bijzonder effectieve stap voorwaarts kunnen maken.	De ANVS is het met deze opmerking eens	Geen
11	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	Pag. Scope of application, 1. alinea, laatste zin zou moeten zijn: Existing nuclear facilities shall apply these requirements as far as reasonably achievable with the dynamic objective to comply with the latest state of nuclear safety technology.	Voorstel is op zich correct, maar de ANVS vindt het van belang om de term continuous improvement te houden. De huidige zin dekt onze boodschap het beste: Existing nuclear reactors shall apply these requirements as far as reasonable achievable with the objective to continuously improve nuclear safety.	Nee
12	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	pag. 46, para 3.10.(3) 2e regel: schrap 'in all operating phases' (overbodig).	Bedoelde zin is "Fuel cooling (heat removal from the facilities for the storage of fuel assemblies) shall be ensured in all operating phases in case of normal operation, anticipated operational occurrences, postulated single initiating events, postulated multiple failure events as well as in the case of internal and external hazards." Operating phases zijn (annex 1) Nuclear power and start-up operation; Subcritical hot; Subcritical cold; Refuelling en Fuel assembly storage. De term kan dus niet geschrapt worden, want het is een toevoeging op de rest.	Nee
13	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	pag. 47, para 3.11.(5), 1st zin Nuclear power plant shall be designed and operated such that they can be decommissioned after their final shutdown. 2e zin ongewijzigd.	Huidige tekst is: "The condition of nuclear power plants shall be such that they can be decommissioned in compliance with the radiation protection regulations. A concept shall exist for their removal after final decommissioning in compliance with the radiation protection regulations." De huidige tekst van de eerste zin is strenger dan het voorstel. Nu moet er bijv. ook rekening worden gehouden met de hoeveelheid straling die een SSC kan opvangen. Een wijziging doet geen recht aan deze nuance.	Nee
14	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	pag. 49, para 3.11.(6) Onduidelijke bepaling in regel 4: emergency measures limited in area and time.	Huidige tekst "Potential radiological impacts that could lead to emergency measures limited in area and time shall be evaluated with due consideration of the relevant factors," is inderdaad niet duidelijk. Beter is om een verwijzing naar 2.6 (1) toe te voegen aan de zin: "Potential radiological impacts that could lead to emergency measures according to 2.6 (1) shall be evaluated with due consideration of the relevant factors,". De eis is nu breder gedefinieerd en geldt niet alleen voor niveau 4 gebeurtenissen.	Ja, toevoegen verwijzing.

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
15	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	pag. 60, para 6(4) Laatste zin:shall be kept up to date and be accessible.....	"Kept up to date" is een goede toevoeging.	Aanpassen conform voorstel.
16	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	Artikel 3.1 (5) blz. 20 Waarom wordt hier niet meer expliciet aansluiting gezocht bij IAEA SSG-30 en IEC61513/IEC61226?	De verdere invulling van de veiligheidsklassering kan door de aanvrager zelf worden ingevuld, dat zouden de genoemde documenten kunnen zijn. Zie verder het antwoord op vraag 30.	Geen
17	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	Artikel 3.1 (9) blz. 22 At the same time an item important to safety is in general assumed to be unavailable due to maintenance case with the most unfavourable effects in combination with a single failure. Echter, in Annex 3, artikel 3.3.3. (2) blz. A3-10 wordt gesteld dat er maar 7 dagen onderhoud per jaar mag worden gepleegd. Effectief wordt hier dus 'double failure' gepostuleerd.	In artikel 3.1(9) is het postulaat n+2. Hieraan zal het ontwerp getoetst worden. In Annex 3 staan de voorwaarden voor onderhoud vermeld zoals die tijdens bedrijf zullen moeten gelden. Daarbij wordt er in het algemeen van uitgegaan dat onderhoud moet plaatsvinden, maar dat dit zoveel mogelijk beperkt dient te worden om de beschikbaarheid van de redundanties zo hoog mogelijk te houden. Op deze wijze wordt de beheersing van een ongeval zoveel mogelijk gegarandeerd.	Geen
18	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	Artikel 3.2 (6) blz. 26 Tweede gedachtenstreepje: er is niet gespecificeerd wat voor systeem hier wordt bedoeld.	Hier is aangegeven dat voor NPPs het 'systems to inject soluble neutron absorbers into the reactor coolant' zouden moeten zijn. De titel van het hoofdstuk 3.2 geeft aan dat het hier om shutdown systems gaat.	Geen
19	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	Artikel 3.8 (3a/3b) blz. 41 Er is niet gespecificeerd wat wordt bedoeld met on-site.	'On-site' wordt gedefinieerd als zijnde binnen de inrichting van de nucleaire installatie. De omvang van de inrichting ligt vast in de vergunning.	Geen
20	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	Artikel 3.9 (6) blz. 44 The restoration (e.g. switch-back of the main or standby grid, restart of the emergency diesel generators or connection of another electrical power supply option) of the electrical power supply shall be ensured after the electrical power supply not provided by the batteries has failed. Deze alinea is niet te begrijpen/interpreteren.	De zin is inderdaad niet helder en zal aangepast worden naar: "The restoration of the electrical power supply (examples are the switch-back of the main or standby grid, restart of the emergency diesel generators or connection of another electrical power supply option) shall be ensured after the electrical power supply, which was not provided by energy storage systems (req. 3.9 (8)), has failed."	Ja. Zie antwoord.
21	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	Artikel 4.3 (1) blz. 52 For the design of complementary safety features at level 4 of defence in depth, a spectrum of events shall be postulated that takes the relevant phenomena of accidents with core melt into account for the respective plant type. Onduidelijk is door wie dat wordt gepostuleerd?	De eisen in VOBK richten zich op de aanvrager/vergunninghouder. Dat geldt ook voor het postuleren van gebeurtenissen op level 4 van defence in depth.	Geen
22	niet openbaar	DSR, Hoofddoc	Artikel 5(1) blz. 54 Onderscheid (Nederlandse) VR (onderdeel van de vergunning) en Safety Analysis Report goed helder maken.	Juiste opmerking. De DSR gaat echter niet over het VR (Veiligheidsrapport), alleen over de SAR (Safety Analysis Report).	Geen
23	niet openbaar	DSR, Annex 1	Annex 1 Algemeen. Onduidelijk waarom afgeweken wordt van de BMU-lijst op het gebied van: 1. Vervallen van de "VM"-indicatie (plausibiliteit). 2. Het poneren van de 3b PIE's. Deze zijn in Duitsland geen PIE en bij de EPR onderdeel van de level 4. 3. Enkele andere nieuwe PIE's (bv. D3a-10/35/36/37 en B3a-06) en Fundamental Safety Functions concerned. Dit werpt tevens vraagtekens op naar wie toelichting kan geven bij de overheid t.a.v. de interpretatie van deze eisen (N.B. in Duitsland al zeer veel discussie).	1. Het BMU (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit) document is bedoeld voor bestaande Duitse reactoren. De DSR is voor nieuwe kernreactoren en volgt de stand van de techniek (b.v. WENRA, Fukushima ervaring). De verzamelde ervaring met de Duitse reactoren (Konvoy) maakt dat plausibiliteit een grotere rol kan spelen ivm een onbekend ontwerp. Het vervallen van de VM (Vorsorgemassnahme) indicatie in de DSR betekent niet dat plausibiliteit (justification) niet gebruikt mag worden om het aantal analyses te beperken (zie ook Annex 1 par 2(5)). 2. Voor 3b PIE's (zie Wenra) zijn afzonderlijke criteria ontwikkeld tbv de DSR (zie tabellen 3). 3. goed punt: de PIE D3a-10 is niet correct. de correcte is D3a-9. Bij de andere genoemde PIE's zijn de betrokken Fundamental Safety Functions opgenomen.	Verwijder de PIE D3a-10.

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
24	niet openbaar	DSR, Annex 1	Tabel 3-4 blz. A1-10 - Waarom worden specifieke temperaturen genoemd (i.t.t. BMU). - <80 C is te streng voor de in 3b gepostuleerde totale SBO (voorkeur voor passieve systemen).	Deze criteria zijn overgenomen uit KTA 3303 en leiden tot het beoogde doel nl een robuuste uitvoering van de spent fuel pool. De temperatuurgrens van 45 C voor niveau 1 is gebaseerd op arbeidsomstandigheden. De grens van 80 C is van belang om (met een veilige marge) voldoende koelmiddel te behouden vanwege het risico van koken en verdamping. Daarmee is de beheersing van de de fundamentele veiligheidsfuncties voldoende gewaarborgd.	Geen
25	niet openbaar	DSR, Annex 1	A2-7 3.1(4) Dit kan strijdig zijn met eisen vanuit security.	De regelgeving geeft aan dat een oplossing gevonden dient te worden die voldoet aan de veiligheids- en beveiligingsvoorschriften. Hier dient de initiatiefnemer cq vergunninghouder intern ook af te stemmen tussen beide disciplines.	Geen
26	niet openbaar	DSR, Annex 1	D2-18 Leaks moet leakages zijn.	Leaks en Leakages zijn inderdaad twee verschillende begrippen (zie ook Annex 5): Leak: Continuous or discontinuous outflow of media from the respective enclosures (e.g. vessels, piping systems, fuel pool) with an outflow rate to such a high level that safety systems are demanded. Leakage: Continuous or discontinuous outflow of media from the respective enclosures (e.g. vessels, piping systems, fuel pool) with an outflow rate that remains at such a low level that safety systems are not demanded. In D2-18 zijn we nog op Level of defence 2, dus "Leakage". Integenstelling tot D3a-28, waar we op Veiligheidsniveau 3 zijn. Deze PIE is: "Leak in the pressuriser steam space without reaching the containment pressure criterion"	D2-18: "Leakages at pressuriser (in steam region)".
27	niet openbaar	DSR, Annex 1	D3a-8 en D3b-17 Wat is tussen deze twee het verschil?	Event 3a-08: Dit is een PIE (postulated single initiating event) die op veiligheidsniveau 3a beheerst dient te worden. Een stoomgenerator pijpbreuk (SGPB) is hier verondersteld. Conform het n+2 criterium van dit veiligheidsniveau dient zowel single failure als onderhoud meegenomen te worden. In dit specifiek geval is de SGPB al het single failure en dus dient alleen de maintenance case aangetoond te worden in de veiligheidsbeoordeling. De tekst wordt als volgt aangepast om dit duidelijker te maken: "The accidental steam generator tube rupture can be considered as a random single failure in the safety analysis" Event 3b-17: Dit event betreft meervoudig falen. Voor veiligheidsniveau 3b dient alleen het n+1 criterium aangestoond te worden in de veiligheidsdemonstratie. Omdat er op dit veiligheidsniveau ernstige events plaatsvinden is een betere omschrijving de volgende: "steam line break and simultaneous steam generator tube rupture of several steam generator tubes". De randvoorwaarde wordt: "up to one 10 tubes in the affected steam generator".	Ja., zie antwoord.
28	niet openbaar	DSR, Annex 1	D3b-1 / 2 Verskil?	D3b-1 is een ATWS (Anticipated Transient Without Scram) met verlies van de main heat sink en met netvoeding; D3b-2 is hetzelfde maar zonder netvoeding maar wel noodstroom.	Geen
29a	niet openbaar	Inleiding	Tot nu toe werd gebruik gemaakt van het IAEA regelwerk. Hoewel men gebruik heeft gemaakt (aldus het rapport) van IAEA documenten zoals de SSR 2/1, is niet het integrale IAEA-regelwerk overgenomen. Dit is een breuk met het verleden. Bovendien zijn daardoor de IAEA Safety Requirements en Safety Guides onwerkzaam. Met name is GSR Part 4 onwerkzaam, een ernstig tekort.	het IAEA regelwerk is tot het niveau van requirements meegenomen. Dat geldt ook voor de inhoud van Part 4. Hoofdelementen zijn daaruit overgenomen. Het is nooit het uitgangspunt geweest alles daarvan mee te nemen. De informatie is uit diverse bronnen beschikbaar (bijv ook WENRA). Andere punten uit Part 4 staan in andere documentatie zoals het Technical Review Plan (TRP) dat de ANVS in ontwikkeling heeft.	Geen

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
29b	niet openbaar	Inleiding	Het document stelt 'doelgericht' te zijn, dus af te zien van concrete aanwijzingen in het ontwerp. Maar wel wordt bijv. een containmentfilter geëist, dus een apparaat. De potentie van risicoreductie van een containmentfilter is overigens beperkt: er zijn veel scenario's die leiden tot containment bypass, en waar dus het filter onwerkzaam is.	Een containment filter kan een Large and Early Release voorkomen. Het punt is voor die situaties dat het containment intact blijft en niet alsnog faalt door overdruk, etc. De Finse regelgever (STUK) schrijft ook een containment filter voor.	Geen
30	niet openbaar	Algemeen	De eisen inzake 'system safety classification' wijken af van de gangbare klasseringsystemen, met name de veelgebruikte ANS 58.14 en zijn voorgangers ANS 51.1 en 52.1 (nog steeds in gebruik). Ook wordt afgeweken van de nieuwe richtlijn van de IAEA, SSG-30.	Dit is een gevolg van het veiligheidsconcept van de VOBK. Dit concept gaat uit van een stricte scheiding tussen de level DID 3a en de levels DID 3b en 4. Ongevallen van DID 3b en 4 moeten worden voorkomen (prevent) in plaats van vermeden (avert), waarbij "voorkomen" een veel strictere eis impliceert. Het gevolg daarvan is dat veiligheidssystemen in niveau 3a in de hoogste klasse zijn gepositioneerd. het is niet in tegenspraak maar als gesteld stricter uitgevoerd.	Geen
31	niet openbaar	DSR, Annex 6	1(2), A6-1 'research reactor comprises With its associated experimental devices' Wat is een geassocieerd experiment, associatie; tot hoe ver reikt dit?, bijvoorbeeld: - nodig voor bedrijf? - op het terrein aanwezig? - gebruikt de neutronen/gamma's - impact op reactiviteit en zo ja tot welke waarde?	Ten behoeve van de veiligheidsanalyses in het Safety Analysis Report dienen ook de gevolgen van experimenten en andere relevante faciliteiten voor de nucleaire veiligheid meegenomen te worden. De relevantie hangt af van de mogelijke impact op de fundamentele veiligheidsfuncties, wat zal blijken uit het Safety Analysis Report. Naast het opnemen van specifieke veiligheidsanalyses voor experimenten kan ook gebruik gemaakt worden van een risico envelop voor experimenten waarbinnen de risico's van voorgenomen experimenten vallen. De in de veiligheidsanalyses opgenomen experimenten kunnen beschouwd worden als 'associated experimental devices'.	Geen
32	niet openbaar	DSR, Annex 6	2(2b), A6-2 'research reactor shall be assigned to a cooling categorie' - Verschil tussen actieve en passieve koelsystemen is duidelijk; maar wat of waar ligt het verschil tussen 'geen koelsysteem' en 'passief koelsysteem'? Hoe bepaal je wat de 'Ultimate Heat Sink' van een installatie is; en wel op een eenduidige voor elke installatie gelijke wijze? (zie ook 4.3 (2), A6-31, waar mogelijk een richting voor definitie wordt aangegeven)	Het verschil tussen 'geen koelsysteem' en een 'passief koelsysteem' moet blijken uit het ontwerp. Als er geen medium en/of installatieonderdelen nodig zijn voor transport van de restwarmte naar de UHS ('Ultimate Heat Sink') dan is er geen sprake van een koelsysteem. Indien een pool-type reactor bijgevuld moet worden, kan het waterreservoir in de 'pool' niet beschouwd worden als een UHS. De 'Ultimate Heat Sink' (UHS) of koudebron wordt in Annex 5 gedefinieerd als 'Medium (usually a water reservoir or the atmosphere) to which the residual-heat can be ultimately removed.'	Geen
33	niet openbaar	DSR, Annex 6	2(2c), A6-3 'research reactor shall be assigned to a risk categorie' - Duidelijke definitie wat 'radiological impact' is ook 'minor radiological impact' – waar ligt de grens hiertussen als ook die naar 'no radiological impact' Nb. Volgens de definitie van 'impact' (blz. A5-15) heeft dit alleen betrekking op installaties!	Voor de grens tussen 'radiological impact' en 'minor radiological impact' wordt verwezen naar de grens waarboven de te ontvangen stralingsdosis als gevolg van een ongeval zodanig is dat er directe maatregelen noodzakelijk zijn. De ondergrens voor directe maatregelen ligt op 10 mSv voor schuilen. De waarde wordt dan ook aangehouden als grens waarboven er sprake is van 'radiological impact'. Als grens tussen 'minor radiological impact' en 'no radiological impact' kan de stralingsdosis aangehouden worden waarop de vrijstellingswaarden uit het Besluit Stralingsbescherming gebaseerd zijn (10 microSv/jaar). De definitie van 'Impact' kan inderdaad scherper	Aan definitie van 'impact' toevoegen: 'Impact (in relation to internal and external hazards)'. En een aangepaste definitie: Quantities of force and deformation or media with physical, chemical or biological effects or a combination of them acting on plant components.
34	niet openbaar	DSR, Annex 6	2(3), A6-3 Laatste zin 'These factors should be checked for completeness.' Wordt hier bedoeld dat bovenstaande factoren gecheckt moeten worden; of dat bekeken moet worden of er naast die factoren nog andere zijn? Anders verwoord: wat is de strekking van volledigheid (completeness) en wanneer voldoe je daar voldoende aan?	Ja, de in deze paragraaf genoemde lijst van factoren van een reactor is niet uitputtend. Naast de genoemde factoren kunnen ook andere factoren van een specifieke reactor een rol spelen bij het uiteindelijk bepalen van een bepaalde categorie. Het is aan de aanvrager om zich daarover een mening met argumentatie te vormen en dit bij het bepalen van een categorie ter instemming voor te leggen aan de ANVS.	Geen

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
35	niet openbaar	DSR, Annex 6	4.1(1), A6-29 Eerste zin '... associated facilities...affect safety'. Hoe wordt eenduidig 'associated' en 'affect' gedefinieerd.	Zie nr 31.	Geen
36	niet openbaar	DSR, Annex 6	4.2(3), A6-30 Door wie vindt de assessment plaats (Intern/ Extern)? Kunnen er verschillen aan worden gegeven door bijvoorbeeld grenzen aan reactiviteit te noemen.	Deze beoordelingen dienen intern door de vergunninghouder plaats te vinden, en ook binnen de organisatie van de vergunninghouder onafhankelijk getoetst te worden. Afhankelijk van de aard van het experiment kan hierbij een interne Reactorveiligheidscommissie betrokken worden, of indien aanwezig en nodig, tevens een externe Reactorveiligheidscommissie.	Geen
37	niet openbaar	DSR, Annex 6	4.3(2), A6-31 Wat betekent 'shall' in de eerste zin Mag cooling categorie 2 en 3 niet anders (bijvoorbeeld beter) koelen? Is cooling categorie 1 uitgesloten als je deze constructie hebt?	'Shall' heeft de status eraan moeten voldoen. De bedoeling van deze vereiste is dat restwarmte afgevoerd wordt met behulp van een warmtewisselaar, waardoor radioactieve deeltjes niet direct kunnen worden geloosd en waardoor de warmtewisselaar tevens een functie van barrière heeft. Niet duidelijk is wat in dit verband bedoeld wordt met anders of beter koelen. Indien het ontwerp zodanig is dat installatieonderdelen nodig zijn om de restwarmte af te voeren, dan betekent dit dat daarmee de specifieke reactor niet voor koeling categorie 1 in aanmerking komt.	The residual heat shall be transported from the primary circuit via a heat exchanger to an ultimate heat sink. The heat exchanger will serve as a barrier for radioactive particles transported in the primary circuit. This requirement applies for cooling category 2 and cooling category 3 research reactors.
38	niet openbaar	DSR, Annex 6	4.3(5), A6-31 Deze eis is niet duidelijk, is er een toelichting of voorbeeld mogelijk? Is hieruit te concluderen dat de gehele DSR analyse gebaseerd moet zijn op 'single failure', of tot hoever strekt dit?	Met deze vereiste is bedoeld dat die installatie onderdelen die nodig zijn voor natuurlijke circulatie om de restwarmte af te voeren op niveau 3 en 4 van het DiD concept moeten voldoen aan het enkelvoudig falen criterium. Hierbij behoren ook de onderdelen die zorgen voor het verifiëren van het functioneren van deze installatie onderdelen.	Geen
39	niet openbaar	DSR, Annex 6	5(1), A6-36 Waar liggen de grenzen bij 'Every modification'. Kan 'formal approval' beter worden gespecificeerd (intern/extern).	Van elke wijziging dienen de gevolgen voor de nucleaire veiligheid duidelijk te zijn. Afhankelijk van de aard van de wijziging kan het binnen of buiten de vergunning vallen. Valt de wijziging buiten de vergunning, dan zal een wijziging van de vergunning aangevraagd dienen te worden. Valt het daarbinnen dan kan het alsnog mogelijk zijn dat de directeur ANVS goedkeuring dient te verlenen. Wijzigingen die geen goedkeuring van de ANVS behoeven dienen intern verantwoord te worden zodat (indien nodig) deze verantwoording bij inspecties getoond kan worden. Hierbij wordt verwezen naar het TRP (Technical Review Plan). In de huidige conceptversie (TRP/rev. 8) staat dit op p23. Zie ook nr 41.	Geen
40	niet openbaar	DSR, Annex 6	5(2), A6-36 Tweede zin: moet 'since' vervangen worden door 'when'? Hoe wordt zo'n eis hard gemaakt?	Het moet since zijn. Te alle tijde moet worden bijgehouden wat de configuratie van de reactor is - incl. alle experimentele opstellingen- aangezien deze ook indirect een gevaar voor de veiligheid kan zijn (bijv. het blokkeren van vluchtuitgangen).	Geen
41	niet openbaar	DSR, Annex 6	5(3), A6-36 hoever strekt 'any experiment'. Hoe kan eenduidig onderscheid gemaakt worden tussen 'major effect' en hoe wordt dit gedefinieerd.	Het is de bedoeling dat alle experimenten met en wijzigingen aan de reactor worden onderworpen aan een screeningsproces om de invloed ervan op de veiligheid en de bijbehorende veiligheids categorie te bepalen. In de categorie met major effects on safety vallen de experimenten en wijzigingen die: - Het functioneren van veiligheidssystemen negatief kunnen beïnvloeden. - Buiten de vergunningsvoorschriften vallen of niet zijn afgedekt door goedgekeurde veiligheidsanalyses. - Gebeurtenissen kunnen veroorzaken, die niet eerder zijn beschouwd in de veiligheidsanalyses. Zie ook IAEA SSG-24 Hoofdstuk 3.	Geen

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
42	niet openbaar	DSR, Annex 6	5(5), A6-37 hoe wordt eenduidig omgegaan met 'worst possible combination'.	Het omgaan met 'worst possible combination' is afhankelijk van het experiment en het te gebruiken materiaal en apparatuur. Goedkeuring voor de veiligheidsevaluatie is nodig. Dit moet onafhankelijk binnen de organisatie van de vergunninghouder plaatsvinden of mogelijk ook door de ANVS indien het buiten de vergunde afspraken valt. Afspraken kunnen gemaakt worden over welke equipment failures meegenomen dienen te worden.	Geen
43	niet openbaar	DSR, Annex 6	5.1(2), A6-37 hoever strekt 'major effect on safety' (komt ook terug in 5.2(2), A6-39).	Zie reactie op nrs. 31 & 39.	Geen
44	niet openbaar	DSR, Annex 6	5.1(3), A6-37 hoever strekt 'associated directly or indirectly'.	Zie reactie op nr. 31.	Geen
45	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	2.2(3)-a3 Primary and secondary containment. DSR beschrijft alleen een bijzondere situatie	Vereisten voor het containment system staan in DSR 3.6.	Geen
46	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	2.3(1) Voorstel voor toevoegen 6 critical safety parameters (subcriticality, core cooling, heat sink, confinement, inventory and pressure retaining) in emergency operations. Reference is given by the Critical Function Monitoring System (CFMS) from EPZ, Borssele.	Dit is een erg specifiek punt en gaat verder dan de scope van de DSR. Verdere aansluiting (voor severe accidents) kan daarvoor gezocht worden bij de betreffende IAEA guides.	Geen
47	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	2.4.1 Add tidal influences and earth quake to the list of phenomena.	Dit is een correcte suggestie.	Toevoegen in DSR in 2.4(4). A description of the surface hydrological characteristics of the region shall be developed, including descriptions of the main characteristics of water bodies, both natural and artificial, including tidal effects, the major structures for water control, the locations of water intake structures and information on water use in the region.
48	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	Add a topic I): Maintaining plant knowledge and ensuring financial resources a.o. for support from architect engineers and vendors over the lifetime of the plant. (Reference IAEA-INSAG-19).	Goed punt maar dit punt wordt al op andere plaatsen in wet- en regelgeving afgedekt (bijv. In de Regeling implementatie richtlijn 2009/71/Euratom, de te implementeren Richtlijn 2014/87/Euratom en de handreiking Management & Organisatie die in voorbereiding is).	Geen
49	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.1(6) b. Add: accidental circumstances to be postulated at the end of service life.	Dit is niet nodig: Er dient al rekening gehouden te worden met aging effects. Verdere referentie zie IAEA guides.	Geen
50	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.1(11) 72 hours and cold shut down is normal practice in NL	Het gaat hier over autonoom functioneren van de kerncentrale. Respondent verwisselt dit met selfsufficiency criterion.	Geen

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
51	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.3(5) Residual heat removal In the PWR design it is common practice to combine the 3 functions residual heat removal, low pressure injection to the core and sump operation in one redundant system. However the circulation of sump water after a primary leak accident brings the risk of internal blocking of the core by debris from damaged isolation materials. (the so-called BWR Barsebäck problem) Solutions are tried out by suction filters which bring little reliability. In our opinion safety may be considerably increased by having separate sump circulation systems with sufficient redundancy, based on sewage type pumps combined with batteries of multiple discharge filters which could be cleaned by staggered back flushing during operation.	Dit is een voorstel voor het verschijnsel sump clogging, Dit hoort echter thuis in een safety guide en niet hier.	Geen
52	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.3(7) Heat sink In the PWR design a temporary passive heat sink straight after reactor shut down may be assured by large secondary inventories in the steam generators. Therefore if a reactor shut down is needed, predicting instrumentation systems should act early and prevent that such a shut down occurs at low steam generator water level.	Geïnterpreteerd als: het RESA signaal moet de voeding op de SG-en niet stoppen als die een laag waterniveau hebben. Dit hoort thuis in een safety guide.	Geen
53	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.6(8) 1° topic Add a sentence: A water spray system with a soluble neutron absorber should suppress radioactivity and pressure in the containment atmosphere.	Een containment spray system is een van de mogelijkheden om druk/temperatuur verhogingen in het containment te voorkomen. Een specifiek doelvorschrift is niet nodig. Een en ander wordt al ondervangen in onderstaande DSR voorschriften. Verder hebben ook niet alle nieuwe types kerncentrales een sproeisysteem. Bij een aantal is drukverlaging geregeld middels noodkoelsystemen. 3.6 (1)The containment shall fulfil its safety function in operating phases during which the containment is closed according to schedule under the conditions at levels 1 to 4 of defence in depth as well as in case of internal and external hazards.... 3.6 (7) In case of postulated single initiating events and postulated multiple failure events, a long-term temperature or pressure increase in the containment shall be prevented.	Geen

Nr	Respondent	Over	Commentaar	Antwoord	Gevolgen voor tekst
54	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.6(8) sec. topic. Add a sentence: If at accidental circumstances a high hydrogen development may be expected (like in boiling water reactors), the containment atmosphere should be purged by an inert gas before starting any operating period. (Reference: the Fukushima accident)	Hoort thuis in een safety guide. Er zijn al waterstof recombinatoren voorgeschreven.	Geen
55	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.7(8) Add a sentence: Verification of control loops and tuning of parameters should be prepared with support of simulation of the controlled processes. Before commissioning and first start the operation crew should be trained utilizing a full scope replica simulator of the plant.	Hoort thuis in een safety guide.	Geen
56	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.10(1) Subcriticality of fuel in the pool shall also be maintained if there would be no soluble neutron absorber in the water. (Reference: Belgian reactors which ensure enough mutual distance between stored fuel rods to prevent recriticality also if there would be no boron in the water.)	Goed punt. Wordt echter al afgedekt met event B3a-11.	Geen
57	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	3.10(3) At level 1 the pool water temp shall be low enough not to jeopardise the worker's environment.	Zie reactie op nr. 24.	Geen
58	Van der Plas	DSR, Hoofddoc	Chapt.7 Documentation. This chapter should briefly mention topics like management objectives, safety culture, configuration control (IAEA Technical Report Series No.65) and Design Authority (IAEA-INSAG-19) for which reference may given to the future guideline on organisation and management.	Dit wordt verder uitgewerkt in Management & Organisatie documentatie.	Geen