对核能政策的建议(第一分册)

为了不让核电站再次发生严重事故

——国家、核能界应该做些什么

监制:防止核电站发生严重事故研讨会编辑委员会

科学技术国际交流中心

(翻译/中国综合研究交流中心)

防止核电站发生严重事故研讨会编辑委员会

委　员　长:斋藤伸三　　原原子能委员会代理委员长、原日本原子能研究所理事长等

代理委员长:宫野　广　　法政大学大学院设计工学研究科客座教授(原日本保全学会副会长)

委员:村松　健　　东京都市大学工学部原子能安全工学科客座教授

干事:小田公彦　　(公社)科学技术国际交流中心专务理事

干事:小岩井忠道　　(国研)科学技术振兴机构科学门户主编

顾问:阿部　博之　　(国研)科学技术振兴机构顾问(原东北大学校长、原综合科学技术会议议员)

发刊词

给日本带来巨大灾难的东日本大地震发生至今,即将迎来 5 周年纪念日。

虽然复兴事业正在积极地向前推进,但有很多人仍不得不住在临时安置所内,引发核事故的东京电力福岛第一核电站的善后工作如今才刚刚开始。

核能是一种有价值的能源,同时也因为是一种放射性物质而具有潜在的威胁。另一方面,在世界上,让这种有价值的能源得到更广泛的利用已经成为一种潮流。在这种形势下,世界各国应该携手共进,在核能利用方面进一步确保其安全性。

此前,我们经历了罕见的福岛第一核电站事故,并从中获得了很多心得体会。希望这些心得体会不仅对日本国内的核电站安全发挥作用,也能在世界各国的核能利用方面降低其潜在的威胁,为确保核能安全做出贡献,这也是我们的重要责任。

本书作为“防止核电站发生严重事故研讨会”的一项成果,以 2013 年 4 月 22 日发行的报告书为基础,作为对核能政策的建议而再次刊行。在研讨会上,与会人士深刻反省福岛核事故,并围绕让核电站不再发生严重事故应该做些什么而展开讨论,最终作为建议整理成了一份报告书。

从报告书的制作完成到现在已经快有三年时间了。这期间,核能相关人士对事故的反省以及在此所总结的建议已经忘记,甚至让人感受到一种欲对此敬而远之的风潮。在对核电站的再次启用刚开始着手的现如今,希望核能相关人士为了核能再生资源,以福岛第一核电站事故为原点,再次考虑一下各方应该做些什么,并采取具体行动,同时也希望本书的刊行能够成为其契机。另外,不仅是科学家,希望更多的普通人也能阅读本书,对在确保核能安全方面所采取的措施有一些了解,并在核能问题上做一个参考。

2016 年 1 月 20 日

防止核电站发生严重事故研讨会编辑委员会

谢辞

本次研讨会是在(一财)新技术振兴渡边纪念会的大力支持下,作为(一社)技术同友会活动的一环而开展的,在此对两个机构以及机构事务局的大力帮助表示诚挚的感谢。另外,也对(公社)科学技术国际交流中心的事务局深表感谢。此外,也借此机会向那些对相关活动提供了众多意见的外部专家们深表感谢。

防止核电站发生严重事故研讨会委员(2013 年 4 月-至今)

(委员)

斋藤伸三(主任)	原原子能委员会代理委员长、原日本原子能研究所理事长等
杉山宪一郎	北海道大学名誉教授(原原子能安全委员会专门审查会审查委员)
中原　　丰	(株)三菱综合研究所　常务顾问
成合　英树	筑波大学名誉教授(原原子能安全基盘机构理事长)
宫崎　庆次	大阪大学名誉教授(原综合能源调查会原子炉安全小委员会委员)
宫野　　广	法政大学大学院设计工学研究科客座教授(原日本保全学会副会长)

(召集人)

阿部　博之	(国研)科学技术振兴机构顾问(原东北大学校长、原综合科学技术会议议员)

(支援专家)

村松　　健	东京都市大学工学部原子能安全工学科特聘教授
松本　　昌昭	(株)三菱综合研究所科学・安全政策研究本部原子能事业集团主任研究员

(观察员)

松浦　祥次郎	(一社)原子能安全推进协会代表(原原子能安全委员会委员长)
石田　　宽人	(一社)技术同友会代表干事
冲村　　宪树	(国研)科学技术振兴机构顾问
干场　　静夫	原东京大学大学院工学系研究科特聘教授

前言

防止核电站发生严重事故研讨会　召集人
防止核电站发生严重事故研讨会　编辑委员会顾问
阿　部　博　之

2011 年 3 月 11 日发生的里氏 9 级大地震以及伴随而来的大海啸袭击了东日本地区,致使东京电力福岛第一核电站发生了大量放射性物质泄漏的史无前例的严重事故(重大事故)。进入 2012 年,针对福岛第一核电站的事故调查报告书相继刊发。具有代表性的有东京电力的报告书和所谓的民间、国会、政府三方面的事故调查报告书。

在这些之中,东京电力的报告书或许由于其针对本公司的责任追究应对艰难的缘故,对事故原因的挖掘很有限。与之相对应,其他三部事故报告书,除了对已经通过新闻报道公之于众的事实关系重新进行确认,还披露了很多新的事实。当然,对于受灾的核反应堆内部还不能直接进行观察。鉴于此,对于事故原因的详细情况并未得到充分明确的了解。

那么,我们就要对今后的日本进行考虑。有说法指出,在南海海沟将发生与“3.11”同等规模的里氏 9 级大地震，以及随之而来的大海啸。核电站大致可以分为三类,包括正在运行的、停止运行的、以及正在进行解体作业的(福岛第一核电站)。但如果简单地认定，正在运行的核电站非常危险,而停止运行的核电站就很安全，这也不正确。

另外,即便日本把所有的核电站都废除掉,包含邻国在内的世界很多国家拥有着相当数量的运行中的核电站,此外还有一些核电站正在建设之中。对以防止发生严重事故为主题的研讨和对确保核电站安全的建议,也可以说是引发了福岛第一核电站事故的日本的责任吧。

像福岛第一核电站这样的严重事故,今后怎样才能防患于未然呢?同时需要什么样的对策呢?对此,首先需要极尽全力地进行科学性的、技术性的讨论。前面所述的三部事故报告书,在这方面做得并不充分,因此我们的努力可以成为一种补充。

现如今,虽说对核反应堆内部的受灾情况的把握有限,但是如果把焦点聚集在对冷却功能的维持等方面,防止严重事故的再次发生,我们认为这样的讨论是可行的。

如果考虑到核电至少首先是一种科学技术的成果的话,对于科学家、技术人员以及与之有关的推动者和安全维护人员,有责任将这次严重事故的原因搞清楚。在他们之中,有很多人对事故的反省有着强烈的责任感,还有人考虑为了今后的核能安全而贡献一生。本研讨会的委员就是由这样的一群科学家和技术人员组成。其中,即便是偶尔出现为自己辩解的情形,也会明显有悖于科学家、技术人员的伦理,笔者相信本研讨会的委员对此有着充分的认识。

在此,再次赘述科学家的责任。以前,在日本的核能安全方面广为流传着“绝对安全”的安全神话。这在科学领域是一种不存在的概念,因此也是极度危险的。

各国以世界上发生的大小不等的核事故为教训,为了提高安全性而采取了各种各样的对策。但是,如果像日本这样认为是“绝对安全”的话,那么为了堵住各种漏洞而采取相应对策将会变得十分困难,而且为以防万一而开展演练也将成为不可能。因此,容忍并甘心接受像“绝对安全”这种安全神话存在的日本科学家,他们的责任很大。在这方面,不仅是核能方面的专家,与该领域相关的科学家都有责任。

作为一项科学技术成果,其也是有安全风险的。而针对这种风险,科学地面对,全方位系统性地降低风险,才是防止严重事故发生的正确途径。在对发生于福岛第一核电站的严重事故进行探究和对策研究的基础之上,还有必要对其重新构筑科学的安全设计和管理方面的基本认识,并且这也是亟待解决的事情。

本书由 2 个分册构成。“对核能政策的建议”(第一分册)是以“国家、核能界应该做些什么”为题,内容为“防止核电站发生严重事故研讨会报告书”。报告书则是以重建能经受得住世界评价的核电站安全工程为目标。在此,笔者将从一名非核能专家的角度对报告书的主要部分进行细致地介绍。

人造物一般都是有风险的。风险是一种潜在的危险,有人将“事故发生的概率”和“事故发生时的受害程度”相乘来表现其危险性。核电站的安全基础从承认有风险开始,风险为零是不可能的,然而通

过努力可以将之变小。针对风险的评估,最重要之处在于防范意外情形。

以下分各条列出:

a.安全数值目标的设定有一个范围。

在建设发电站时,在考虑环境条件之外、还要考虑地震以及海啸等外力影响。这些条件和外力可以依据各种数据进行科学预测,这些数据不能用一个数值来表示,由于具有不确定性（非确定性）,所以要有一个范围。不仅限于外力,人造物的强度也具有不确定性。当然,人们一直期待通过对可信数据的积累,将不确定性的范围缩小。但是,这个范围仍然存在。这个范围是带来风险的巨大因素。

b.即便是外力超过了预想的数值,也要为了使之不至于发生严重事故而去设计、建设、运营(运转/停止)。

c.关于可以容忍多大的风险存在,需要与国民达成能够接受的共识。在此基础上,再设定具体的安全目标。

d.尽管具备了前面所述的风险管理,仍然需要考虑在大幅超过预想的外力作用下,或者意料之外的人为因素的发生——这种概率极低的情形。即便如此,也要一直持续地防止严重事故的发生,在硬件和软件做好两手准备。另外,为了应对那种概率极低的意外发生而要进行不间断的演练。

也就是说,报告书的目标在于介绍防止核电站严重事故发生的各种想法。

报告书发表一年后的 2014 年 3 月,来自原子能学会的《福岛第一核电站事故的全貌和面向未来的建议——学会事故调查最终报告书》出版发行。在其在上面提到的报告书类似的防止严重事故发生的记录/建议随处可见,可以说要讨论的地方比比皆是。但很遗憾,不得不说对事故根本原因的分析仍然很不充分。然而,考虑到原子能学会的会员中包含了形形色色的利害关系人,可以看出他们在其中也做了一些小动作。

综上所述,在核能的安全方面对风险的认识不可欠缺,那么可以容忍多大程度的风险存在呢?不仅是科学家/专家,也需要在广大居民、自治政府、政治家、媒体等方面的相关人士之间取得共识。但是,对有一定风险的安全的理解实际上也不是一件容易的事情。特别是习惯了绝对安全的日本民众,在绝对安全被否定的现如今,对风险的理解需要付诸努力。向这个课题发起挑战的,就是以“共同考虑包括防灾在内的核能安全”为题的第二分册。希望大家将之与第一分册(“报告书”)合并阅读。

目录

发刊词
前言

主旨————————————————————————1

1　卷首语————————————————————————4

2　日本的严重事故对策是如何实施的?————————6
2·1　TMI 事故、切尔诺贝利事故发生后,原子能安全委员会对事故的研究以及决定　6
2·2　根据原子能安全委员会的决定,通商产业省以及企业方面的应对　7
2·3　遗漏的问题有哪些?　12

3　东京电力福岛第一核电站事故的进展与待解课题—14
3·1　对地动的应对　14
3·2　对海啸的应对和之后的影响　15
3·3　对超出设计基准的事态的应对　16
3·4　所有电源失灵及其影响　18
3·5　氢爆的发生及其影响　19
3·6　为何没能防止严重事故的发生?　19

4　关于核能安全的基本考虑方式——————————————21
4·1　核能安全的目的和基本原则　21
4·2　深层防护的考虑方式　21
4·3　设计基准事项和设计基准以及超越该事态的应对的基本考虑方式　27
4·4　运转成套设备的应对/反馈　31

5　让核能安全真正安全起来——————————————33
5·1　从技术导入开始转换思维和对安全本质进行探究　33
5·2　摆脱“安全神话”与构筑围绕风险展开交流的基础　34
5·3　作为科学家・技术人员的作用和责任　39

6 防止发生严重事故的应对举措——————————————40
6·1　灵活运用风险信息　40
6·2　对严重事故的应对　41
6·3　领导力和任务的分担、责任的明确化以及协同合作 42

7　在预防严重事故方面应考虑的具体事项———44
7·1　针对应该设想事项的风险评估　44
7·2　诱发严重事故发生的内部事项　44
7·3　诱发严重事故发生的外部事项　44

8　对策的具体事例——————————————————46
8·1　反映东京电力福岛第一核电站事故教训的突发事故管理 47
8·2　事故教训对其他设备的启示　47
8·3　安全余量的考察与过滤排放对策　49
8·4　各国事例　51
8·5　原子能安全・保安院的对策对海啸以外情况的可用性及今后的课题　52

9　建议————————————————————54

10　结语————————————————————57
参照参考文献　58
用语说明等　59

参考资料
1　东京电力福岛第一核电站事故相关的主要文献•报告　68
2　福岛第一核电站事故相关文献信息综合网站　71

主旨

(背景)

作为核能发电的基础、产生巨大能量的核裂变反应为人类带来了极为便利及富足的生活。另一方面,核能发电的风险又有哪些呢?那就是伴随着核裂变反应,而产生核裂变生成物。核裂变生成物的大约 90%是放射性物质,即便是阻止核裂变反应,与各种元素的半衰期相对应,其衰变时会产生大量的热能(衰变热能),如果不能将这种热能彻底根除,就会导致封存核燃料与核裂变生成物所用的燃料包壳出现破损,最坏的情形可能还会向周围环境泄漏放射能。东京电力福岛第一核电站事故再一次让人们认识到巨大的“放射能风险”。东京电力福岛第一核电站事故之所以发生,是由于与核能发电有关的所有的利益关系人尽管知道安全是最优先问题, 但是各自在发挥作用时的责任心却很淡薄, 并未触及到“核能安全”的本质, 这其中, 与核能发电相关的企业(电力公司)、中央政府、设备厂家自不待言, 就连学术界、地方自治政府等也是如此, 这是第一个主要原因。站在反省的立场上, 必须对事态进行调查、分析、评估, 充分运用到今后的应对上。在此基础上, 再进行东京电力福岛第一核电站的善后处理以及再次构筑核能发电的安全保障理念和目标,使安全第一的文化扎根,必须以此为基础构建运营体制和架构,并与国际社会通力合作,这才是以这次大灾难为教训的日本所担负的责任所在。

(事故的要点)

2011 年 3 月 11 日,伴随着位于日本东北地区太平洋海域的里氏 9 级(M9)大地震的发生,引发了一次被称为千年一遇的大海啸,位于东日本太平洋沿岸的核电站都受到波及,只是受灾程度略有不同。其中,源于多次地震引发的多次海啸产生的叠加效应,致使大大超过预想高度的超过 15 米高的大海啸袭击了东京电力福岛第一核电站,所有的电源、冷却系统的机器设备都丧失了机能。

针对东京电力福岛第一核电站内 10 米高的厂区,袭来的海水却有 15.5 米高,造成很多设备被损坏,被水淹没后丧失机能,从全交流电源丧失机能开始,水泵等冷却设备和直流电源相继丧失机能,最终导致热阱(heat sink)失去散热功能,无法消除核反应堆核燃料衰变产生的热能,进而导致核燃料受到损害,发生熔融。1 号机组随后发生的氢爆又延迟了其他机组应对突发事件的管理功能,造成 2 号、3 号机组陷入不能及时消除衰变热的危险事态,结果导致很多的放射性物质泄漏,进入大气和海洋之中。

(为了不让严重事故再次发生)

第一,再次构筑起致力于核能安全的基本理念和目标(例如,参考《关于核能安全的基本考虑方式—第 1 编　核能安全的目标和基本原则》(日本原子能学会)等),所有的利益关系人共同参与,重要的是各方要承担起各自的责任。第二,针对防止发生超出原有设计基准的事故,或者万一发生了类似事故后,如何缓和局势,需要建立起全新的考虑方式,并采取与之相应的对策,确立能够确保系统安全的组织结构,使之适用于成套设备的运转。对于超出设计基准的事态(是指严重事故或者重大事故发生的事态,处理这类事态的行动则称为突发事故的管理),则被要求在构筑应对事故形势的各种进展状况的突发事故管理计划的同时,不断针对新的建议进行切实可行的应对。第三,在应对突发事故的管理方面, 要对到几点、恢复哪方面的功能才可以防止严重事故的发生, 或者可以缓和紧张形势等进行评估, 其程序提醒很重要, 为此, 希望导入要考虑整体上必须要恢复的功能这一概念。另外, 为了确保复杂化程序的实效性, 还需要借助电子化手段的程序提醒及其操作指南。第四, 遇到超出设计基准的事故时, 关于如何控制紧急事态, 需要指挥者、运营人员等有较高能力。基本的教育、演练是最根本的, 此外还需要培养安全第一的安全文化氛围、人才交流的活性化、资格制度的强化等。通过这次事故的教训, 比如还需要考虑设立专门职位等措施, 针对每套设备经常性地考虑如何防止严重事故的发生等。同时, 为了配备需要拥有较高能力、资质的专业职位、设备运转人员, 考虑到核电站整套设备的复杂性、风险性, 导入可以担负重大责任的高级岗位资格制度, 给予与责任相应的待遇, 扩充相应结构, 与此同时, 明确各自的责任。第五, 监管机构则需要对企业实施突发事故管理工作, 对其实效性从硬件和软件两方面, 进行监管、检查, 查看是否有疏漏。此外, 企业、管理机构自身或双方针对突发事故的管理, 需要经常对其重新审视, 努力进行改善。

(建议)

关于现有核电站的运营,以东京电力福岛第一核电站事故所带来的影响为鉴,针对超出设计基准事故并将明显损毁核燃料的严重事故对策，继续采取措施,这些努力也不可或缺。因此,为应对大型地震・海啸的袭击,需要切实可行的对策,同时包括针对其他原因造成的严重事故的对策在内,要考虑各处发电站的设计、施工等条件,要逐步进行充实完备。另外,重要的是针对这些应对举措不要犹豫,需要迅速作出判断和决定。

而且,不管采取何种对策,与其他产业一样,核电站也没有绝对的安全,风险始终存在。上述对策只是将风险最小化,核电站带来便利的同时,为获得国民的理解而积极进行沟通也很重要。

建议 1: 不管任何自然灾害、人为事故,都不能以“超出预料”来搪塞。为了确保核能安全,重要的是应该努力消除“超出预料”。

建议 2: 确立核能安全的确保体系,不要将用于运营的安全审查方针 •基准种类当成既有概念,而是要对其重新审视,并将之提高至世界级的高水平上。

建议 3: 所有的核能相关人员在各自所起的作用方面要认识到自己的责任,要以确保核能安全为第一要务而开展工作。特别是,监管机构需要广泛听取专家意见,防止严重事故的发生,同时要在万一情况发生后降低其所带来的影响,并制定相关的根本原则。企业经营方要努力将这些为了防止严重事故发生的对策具体化,要时常心怀紧张感,并有效地去实施推行。

建议 4: 政府以及企业经营方要分别或者协同合作,另外再以核能专家等科学家、技术人员相关的学会等为轴心,就核能发电问题与国民进行危机交流,并围绕核能发电的便利性和风险性,与广大民众达成共识。

以下是作为具体对策做出的建议。

建议 5: 监管机构要将防止和缓和严重事故发生的对策企划以及检查列入监察范围内。在研究这些对策时,不能将所有因内在事项(包括人员的失误等)、自然现象、人为情况等原因而引发的严重事故排除在外,监管机构需联合专家和企业经营方,为了防止严重事故的发生和减小严重事故的影响,要设想包含灵活运用各种各样设备等方式的对应措施,构建具有实效性的方法策略(事故管理)。

建议 6: 防止和减小严重事故的安全确保机能,是要考虑确保排除具有共通性原因故障的高可靠性,以及为确保该高可靠性而确保由于位置分散所带来的独立性、安全机能的多样性等。

建议 7: 作为突发事故管理的具体策略事例, 万一出现常设设备不能对应的事态发生,可灵活对应。为此, 装备可移动设备、移动式设备(安装在车辆上的设备), 使接口具备多样性等, 具备可应对任何事态的能力。

建议 8: 企业经营者对于核电站要熟知核能发电系统, 发生事故时要能准确掌握或者推测出核反应堆的情况, 做出合适的判断, 设立可以指挥进行恰当作业的突发事故管理专门岗位。

建议 9: 企业经营者要在现场逐项确认并制作突发事故管理流程书, 进而以此为基础, 对从业人员进行所有环境下的教育和演练。

建议 10: 监管机构要根据上述内容检查并监视是否有遗漏。而企业经营者、监管机构要各自或携手努力, 时常进行必要的调整, 努力改善突发事故的管理工作。

1　卷首语

2011 年 3 月 11 日,在东日本的太平洋海域地区发生了最大的里氏 9 级(M9)大地震,致使北面从三陆海域、南至铫子海域的全长 450 公里、纵深 200 公里范围的地壳发生了 60-70 米的移动,并引发史上未曾有过的大海啸，它袭击了东日本地区，致使许多发电站被淹。东京电力福岛第一核电站也受到了高达 15 米的海啸袭击,致使核反应堆中的核燃料不能被冷却,导致大量的放射性物质向核电站厂区周围扩散,最终引发了未曾有过的核电站事故。

伴随着地震的发生,建设于东日本太平洋沿岸地区的正在运转的 12 座核电机组的所有控制棒被全部自动插入,并确认进入了停止模式。在东京电力福岛第一核电站的 2、3 号机组、东北电力女川核电站 1、2、3 号机组中,部分地震波引起的地动虽然超出了基准值,但是并未发现异常或损伤。不过,海啸的高度对女川核电站、福岛第一核电站、东京电力福岛第二核电站、日本核电东海第二核电站等所有核电站来说,不仅超出了设定许可值,也刷新了历史最高值。在这场灾难中,女川核电站受到了 13 米高的大海啸袭击,由于核电站位于 14.8 米(地基下沉后为 13.8 米)高处,仅靠微弱的高度差才得以幸免于难。而在东海第二核电站,由于刚刚采取了针对海啸的应对举措,将冷却设备的防水墙主体工程完成,因此才维持住了设备功能,核反应堆顺利地进入冷却停止状态。在福岛第二核电站,海啸虽然只有 8 米左右的高度,比 12 米的地基还低,但是被倒灌进入的海水却高达 14.5 米,包括余热去除设备在内的很多设备被破坏。所幸,作为应对严重事故举措的临时电源以及临时海水泵等发挥了一定的作用,使众多设备保持在冷却停止状态。

关于对东京电力福岛第一核电站的事故调查,在政府和民间等实施的各项事故调查委员会的调查结果中,将摘出作为论点的部分内容简述如下。

东京电力福岛核电站事故调查委员会(国会事故调查委)、关于东京电力福岛核电站事故调查・检证委员会(政府事故调查委)、福岛核电站事故独立检证委员会(民间事故调查委)声称,查明详细的事故原因尚存疑点,因此表示需要继续进行调查,同时在 2012 年 7 月 23 日前分别制作了一份报告书【参 1、2、3】。

在各自的报告书中,尽管论点的立论方式不同,但通过现场调查、从相关人士处听取汇报等举措,基本上将其认定为是一次重大事故(与“严重事故”含义相同,以前国内都使用“重大事故”。其中,原子能规制委员会设置法中为“重大事故”),尤其是一次由内部事项引发的严重事故。同时指出了核电站针对地震、海啸发生的事前应对对策和针对全交流电源丧失的后果认识不足等问题。因此报告指出:作为事故发生后的应对措施,核电站内的事故对应、官邸・监管机构·紧急事态应急对策基地设施·东京电力总部等对危机处理的手段很不充分,指挥命令系统极其混乱。在核电站内的事故应对方面,特别是对 1 号机组的应急用冷凝器(IC)的灵活利用显得理解不足,以及演练不充分是导致出现核反应堆熔融的最大原因。另外,没有迅速关闭安全壳通风口也致使事态彻底恶化,导致氢气发生爆炸。不过,国会事故调查委表示,地震造成了冷却水管道的有小规模破裂,没有使用应急用冷凝器(IC)是合理判断。但是,这一点在其他机构的调查中没有体现。在核能安全・保安院等的事后详细分析·评估中,否定了冷却水管道有小规模的破裂。另外,报告指出关于 2 号机组,核反应堆隔离冷却系统(RCIC)制动的 3 天中,替代冷却手段的准备没有任何进展;在 3 号机组,确保高压冷却剂注入系统(HPCI)的替代冷却手段等没有启动,而是停止状态。此外,核能紧急事态发生时,上述相关职能部门的对应混乱、也不全面,让周围居民避难的指令不彻底等原因虽然有所提及,但大部分被省略。在此,围绕防止发生大范围的严重事故,将对具体到何种程度的建议整理如下。

国会事故调查委指出,相关部门此前只是将严重事故对策的对象限定于内部事项(运营上的过失等),而外部事项(地震、海啸等)、人为事项(恐怖袭击等)都被排除在对象范围外,并举例指出,没有考虑到长时间的全交流电源丧失,这就是问题点之一。另外,未将严重事故对策列入监管对象范围内,企业经营者的自发对策显然缺乏实效性。监管机构表示,关于核电站的深层防护,5 层中只做了 3 层,在必要的举措上出现了懈怠。并且,(核电站)尽管知道 9.11 恐怖袭击事件后,美国引入了针对全电源丧失的器材备份以及演练等作为义务的体制(B.5.b),但是在日本的管理中并未反应出来,这也是问题点之一。但是,国会事故调查委并没有广泛提炼严重事故的教训,也未就面向未来讨论明确的对策。在建议 6 原子能法规定的修订方面仅有如下描述:“原子能法规定要求,要将国内外事故的教训、世界各国的安全基准的

动向以及最新的技术性见识等反映出来,监察机构要将这些不断且迅速地进行修订作为义务,构筑起监视职责履行的制度。”

政府事故调查委与国会事故调查委一样,指出了包括外部事项在内的重大事故对策的重要性。而且,在建议方面,也指出了:1.在主要问题点的分析中(4)的、将事故防范于未然的对策和事前的防灾对策的分析项方面,指出了综合性风险评估和重大事故对策的必要性。关于综合性风险评估的必要性方面,则表述为“设施所在的自然环境各种各样,即便是发生频率不高的情况下,也需要将地震以及地震的衍生灾害之外的溢水・火山爆发・火灾等外部事项、以及从最初开始就作为风险评估对象的内部事项都考虑进来,运营方要针对设施所在的自然环境特性进行综合性的风险评估,监管机构也有必要进行确认。”另外,在综合性风险评估的基础上制定重大事故对策时,“为了今后也能确保核电设施的安全,有必要构建一套行之有效的重大事故对策,其中实施包括考虑外部原因在内的综合性安全评估体系、测试设施在各种各样的内在事项和外在事项的各种特性下的脆弱性,并针对这些脆弱性,设想各种大幅超出设计基准、致使反应堆受到重大损失的情形。此外,关于这些对策的有效性,有必要用概率安全评估(PSA)等手法进行评估。”虽然指出的这些内容很有道理,但政府事故调查委却没有就各种内容进行详细地讨论,而始终以运营方为主而实施,监管机构也只是表示将对其合理性进行确认。

民间事故调查委也认为针对重大事故的对策不全面,存在问题。民间事故调查委指出,日本在针对重大事故的对策不能充分推进的背景下,对核能安全的监管仅仅停留在重视硬件方面的结构强度,将风险以定量的方式进行管理,这还比较落后。并且,对于今后的发展方向也没有给出具体的建议。

另外,包括东京电力在内的多家机构,提交了多份观点迥异的事故调查分析报告【参考 4、5】。

在此,可以将此前获得的情报和活动的轨迹进行多角度分析,从“为何会发生严重事故(重大事故)呢?”、“为了不使同样的事故再次发生,需要采取怎样的措施呢?”等观点进行研究,并汇总成建议。考虑到日本国的狭小国土和地震・海啸多发的自然条件以及人口稠密的社会条件,为了防止严重事故发生,或者即便万一发生了严重事故辐射也不会对周边居民带来严重影响,相关方面提到了努力建设一个高度安全的核电站的必要性。为了防止事故的再次发生,从失败的教训和成功的经验两方面学习都很重要。

另一方面,鉴于原子能规制委员正在制定新安全基准,首先将以防止严重事故发生的对策的研究和提案为主题,对防灾对策等的研究将放到第二分册进行论述。

在作为本书起因的“防止核电站发生严重事故研讨会”中的讨论内容,已于 2013 年 1 月 23 日汇总制作了中间报告书,在对外公开的同时,上报了原子能规制委员会。另外,关于“新安全基准”,原子能规制委员会于 2013 年 2 月 7 日至 2 月 28 日期间征集了公众意见,而本研讨会在汇总了意见后于 2 月 6 日向原子能规制委员会进行了说明。此外,上述的中间报告书的要点也以《为了不让核电站再次发生严重事故，针对核电站严重事故防止对策的建议》为题,刊载于 2013 年 5 月号(第 55 卷第 5 号)上。

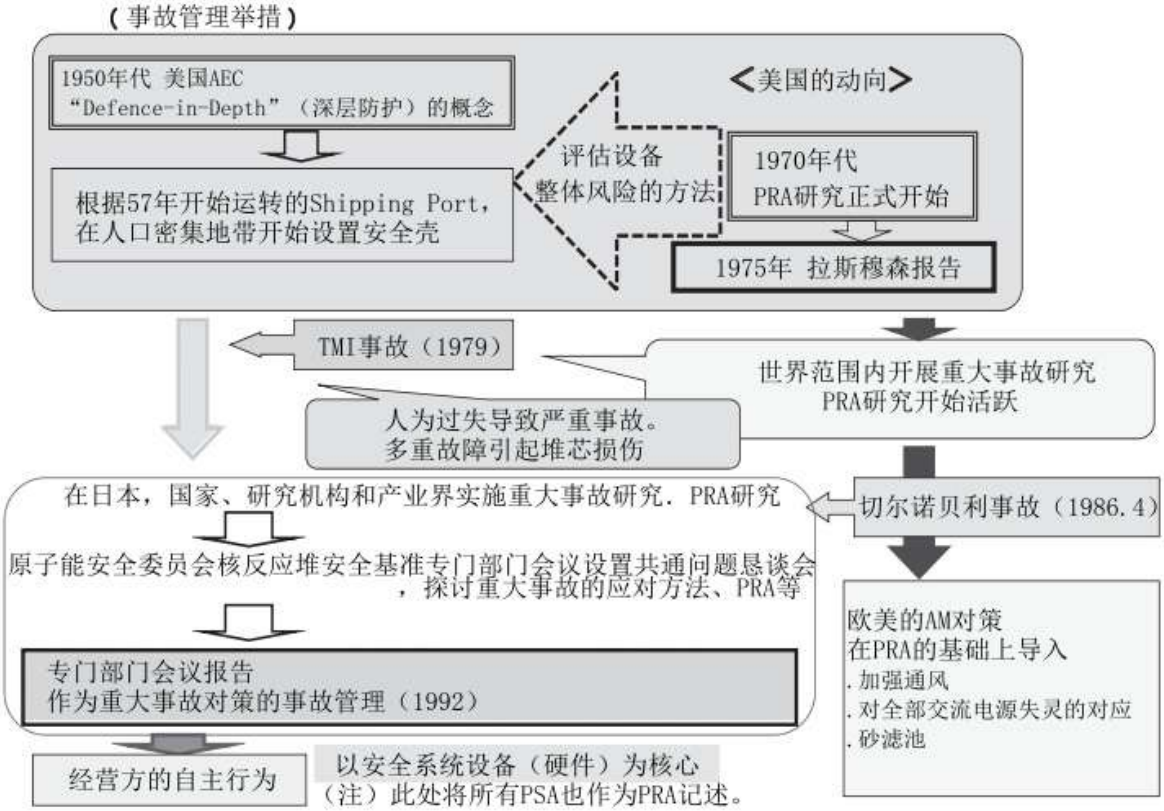
另外,文中出现了很多对于核能不熟悉的读者来说显得很陌生的专业用语,因此我们在文末附上了这些专业用语的说明。

2　日本的严重事故对策是如何实施的?

2・1　TMI 事故、切尔诺贝利事故发生后,原子能安全委员会对事故的研究以及决定

重大事故(严重事故)这样的用语在 TMI 事故发生后开始使用,在国际上虽然也有几种定义,如果依据 OECD/NEA 的定义,“所谓重大事故(Severe Accident),是指发生大幅超出设计基准的情形,用预定的安全设计评估手段难以有效地冷却反应堆堆芯或者不能控制反应堆的运行状态,其结果是给反应堆堆芯带来重大损伤。”重大事故的严重程度,可根据损害程度和安全壳毁损程度来确定。而这里的所谓设计基准事项,被定义为“有可能导致反应堆设施出现异常状态的事项之中,作为反应堆设施的安全设计与对其评估时必须考虑的事项被抽选出来的事项。”

伴随着 TMI 事故(1979 年)、切尔诺贝利事故(1986 年)的发生,原子能安全委员会分别设置了事故调查特别委员会,探查事故原因和让日本国内企业吸取教训。一方面,TMI 事故发生后,共通问题恳谈会下设置了贮存容器研究工作组、氢气对策工作组。前一工作组以美国、欧洲相关动向为基础,以发电用轻水型核反应堆设施为对象考察国际上的研讨情况,整理获得此前的安全研究结果后对重大事故现象的见解,以概率安全评估(PSA)为基础,以日本的代表性设施为对象,确认其针对重大事故的安全裕度,并将其结果报告了共通问题恳谈会(参考第 2-1 图)。



第2-1图 惨痛事故（重大事故）对应的变迁

原子能安全委员会于 1992 年 3 月 5 日,从核反应堆安全基准专业部门会议共通问题恳谈会(以下简称“恳谈会”)那里收到了一份“作为重大事故对策的突发事故管理研究报告书—以安全壳对策为主”(以下简称“报告书”)【参考 6】。近年来针对重大事故的防止扩大对策以及发生重大事故后降低其影响的对策(以下将突发事故管理简称为 AM)是进一步提高发电用轻水型核反应堆设施安全性方面非常重要的认识。此外,作为突发事件管理的一部分,鉴于海外各国开始采取安全壳对策,日本也就应

该采取何种对策进行了研究。

作为原子能安全委员会,已经决定将报告书内容的研究结果按照下述方针进行应对。另外,还希望核反应堆安装方以及行政厅方面,将按照同一方针作出进一步的努力。其内容如下所示。

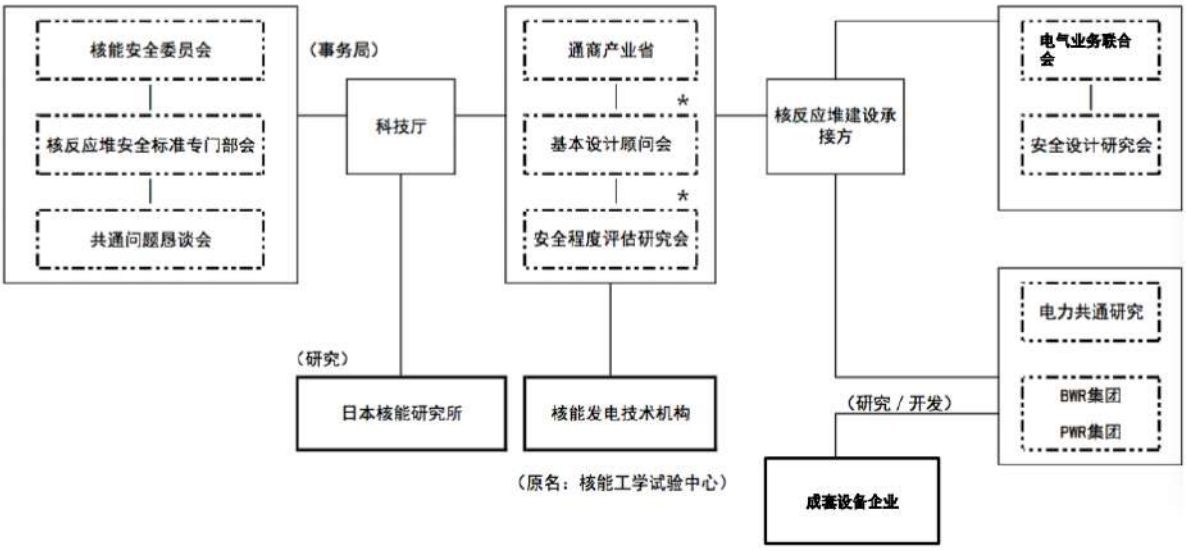
在现行的安全制度下,日本的核反应堆设施的安全性将在设计、建设、运转的各阶段,充分确保 1)防止异常的发生、2)防止异常情况进一步扩大以及向事故的演变、以及 3)防止放射性物质的异常泄漏等,以所谓多重防护(深层防护)的思想为基础,实行严格的安全确保对策。通过这些对策,在理论上使得重大事故发生的可能性微乎其微，低到在现实中认为其不会发生那样的程度,并能够判断出核反应堆设施的风险也非常低。对突发事故管理的加强,则是定位于将这种低风险进一步降低。因此,原子能安全委员会要求核反应堆安装方自主配备有效的突发事故管理,并曾考虑对在万一出现情况时能够有效实施相应的对策的情况大加奖励。关于日本的应对措施如第 2-2 图所示。

2.2 根据原子能安全委员会的决定,通商产业省以及企业方的应对

在接到原子能安全委员会的决定后,由于当时没有要求采取加强监管的举措,通商产业省于 1992 年 7 月要求电力企业根据一贯实施的自主安保措施,进一步加强对突发事故的管理。而且,当时的原子能安全监管由经济产业省原子能安全・保安院管辖。

根据该要求,东京电力株式会社也以福岛第一核电站相关的核电站运转设备运转过程中发生故障的异常事项(内部事项)为对象,对所有设备实施了概率安全评估(PSA)。基于由该 PSA 得出的结论和重大事故发生时的事项相关结论,以进一步提升核电站安全为目的,东京电力株式会社进一步整理了突发事故处理方针，并于 1994 年 3 月向通商产业省提交了“突发事故管理研究报告书”。

其后,在完成从“突发事故管理研究报告书”中摘出的突发事故管理策略的整理、实施体制、流程手册及运用于教育等的材料的整理后,于 2002 年 5 月将整理内容作为“突发事故管理整理报告书”提交给了经济产业省(原通商产业省)【参考 8】。整理完毕的突发事故管理方案适当地降低堆芯损伤频率和贮存容器破损频率,可以作为有效提高核电站安全性的措施而被定量地确认。整理完毕的报告书针对现有核电站逐个提出,东京电力福岛第一核电站相关具体内容的概要如下。



*今后计划新设立“综合预防保障顾问会”，来研究探讨具体对策措施。

第2-2图　日本所实施的严重突发事故应对体制（1992年）［参7］

2.2.1 突发事故管理对策的完善

福岛第一核电站核 1 号机组为电力输出 460MW 的 BWR-3 型,2-5 号机组为电力输出 784MW 的 BWR-4 型,6 号机组为电力输出 1100MW 的 BWR-5 型的核反应堆设施。

完善后的突发事故管理对策分为“核反应堆停止功能”、“向核反应堆及安全壳注水功能”、“安全壳降温功能”及“安全功能的辅助功能”4 种功能。完善后的突发事故处理对策与一直以来使用的突发事故管理对策合起来显示在表 2-1-表 2-3 中【参考 8】。

第 2-1 表　完善后的突发事故管理对策一览（1 号炉）

功能	本次（1994 年 3 月后）完善的突发事故管理对策	以往实施的事故管理对策
停止核反应堆功能	O交叉反应性控制系统（RPT 及 ARI）	O手动急停 O手动操作控制水位及注入硼酸水
向核反应堆及安全壳注水功能	O交叉注水方式（通过再生水补给水系统、排水系统泵向反应堆、安全壳注水的方式）	O手动启动 ECCS 等 O核反应堆 的手动减压及低压注水操作 O交叉注水方式（给水及再生水补给系统与控制棒驱动水压系统向核反应堆注水；通过海水水流泵向核反应堆、安全壳注水）
安全壳降温功能	O安全壳的冷却方式 －利用干井冷却器、反应堆冷却系统交替冷却 －恢复残留热量去除系统的故障机器 －抗压强化通风管	O安全壳的冷却方式 －手动启动安全壳冷却系统 －通过惰性气体处理系统、紧急气体处理系的通风管
安全功能的辅助功能	O电力供给方式 －电力畅通（与连接设备保持 480v 畅通电力） －紧急用内燃发电机故障机器的恢复 －紧急用内燃发电机特定使用	O电力供给方式 －修复外部电源及手动启动紧急用内燃发动机 －电力畅通（与连接设备保持 6.9kV 畅通电力）

第 2-2 表　完善后的突发事故管理对策一览（2 号炉～5 号炉）

功能	本次（1994 年 3 月后）完善的突发事故管理对策	以往实施的事故管理对策
停止核反应堆功能	O交叉反应性控制系统（RPT 及 ARI）	O手动急停 O手动操作控制水位及注入硼酸水
向核反应堆及安全壳注水功能	O交叉注水方式（通过再生水补给水系统、排水系统泵向反应堆、安全壳注水的方式以及通过自安全壳冷却系统经由停止状态冷却系统向反应堆注水的方式）	O手动启动 ECCS 等 O核反应堆 的手动减压及低压注水操作 O交叉注水方式（给水及再生水补给系统与控制棒驱动水压系统向核反应堆注水）
安全壳降温功能	O安全壳的冷却方式 －利用干井冷却器、反应堆冷却系统交替冷却 －修复残留热量去除系统的故障机器 －抗压强化通风管	O安全壳的冷却方式 －手动启动安全壳冷却系统 －通过惰性气体处理系统、紧急气体处理系的通风管
安全功能的辅助功能	O电力供给方式 －电力畅通（与连接设备保持 480v 畅通电力） －紧急用内燃发电机故障机器的修复 －紧急用内燃发电机特定使用	O电力供给方式 －修复外部电源及手动启动紧急用内燃发动机 －电力畅通（与连接设备保持 6.9kV 畅通电力）

第 2-3 表　完善后的突发事故管理对策一览（6 号炉）

功能	本次（1994 年 3 月后）完善的突发事故管理对策	以往实施的事故管理对策
停止核反应堆功能	O交叉反应性控制系统（RPT 及 ARI）	O手动急停 O手动操作控制水位及注入硼酸水
向核反应堆及安全壳注水功能	O交叉注水方式（通过再生水补给水系统、排水系统泵向反应堆、安全壳注水的方式） O降低反应堆压力的自动化	O手动启动 ECCS 等 O核反应堆 的手动减压及低压注水操作 O交叉注水方式（给水及再生水补给系统与控制棒驱动水压系统向核反应堆注水；通过海水水流泵向核反应堆、安全壳注水）
安全壳降温功能	O安全壳的冷却方式 －利用干井冷却器、反应堆冷却系统交替冷却 －修复残留热量去除系统的故障机器 －抗压强化通风管	O安全壳的冷却方式 －手动启动安全壳冷却系统 －通过惰性气体处理系统、紧急气体处理系的通风管
安全功能的辅助功能	O电力供给方式 －电力畅通（与连接设备保持 480v 畅通电力，与高压炉心喷射系统专用内燃发动机保持 6.9kV 的畅通电力） －紧急用内燃发电机故障机器的修复 －紧急用内燃发电机特定使用	O电力供给方式 －修复外部电源及手动启动紧急用内燃发动机 －电力畅通（与连接设备保持 6.9kV 畅通电力）

(1)1 号机组(BWR-3)

① 核反应堆停止功能相关的突发事故管理对策

除了通过手动急停及水位控制进行输出控制及硼酸水注入之外,还配备再循环泵跳闸(RPT)，及完善替代控制棒的插入(ARI)

② 向核反应堆及安全壳注水功能相关的突发事故管理对策

为了应对应急堆芯冷却系统(ECCS)等无法自动启动的情形,借由供排水冷凝系统和控制棒驱动水压系统等进行的注水操作、手动进行的 ECCS 等的启动操作和核反应堆的手动减压及低压注水操作,之外变更管道的连接,以便能够借助堆芯喷淋系统从冷凝补给系统和消防系统向核反应堆注水,同时使得能够通过安全壳冷却系统向安全壳喷淋,通过喷淋产生蒸汽并使其凝结,提高 pedestal(核反应堆压力容器下部空间)的所谓 debris 冷却这种针对安全壳的注水功能。

③ 与安全壳的降温功能相关的突发事故管理对策

为了应对安全壳冷却系统启动失败、安全壳压力上升, 在惰性气体系统、应急气体处理系统的通风口之外, 设置了抗压强化通风口。

④ 安全功能的支持功能相关的突发事故管理对策

完善了电源的冗余措施、应急柴油发电机的恢复步骤, 实现应急柴油发电机的专用化。

(2)2-5 号机组(BWR-4)

① 与核反应堆停止功能相关的突发事故管理对策

与 1 号反应堆相同

②向核反应堆及安全壳注水功能的相关突发事故管理对策

完善了替代注水方式及核反应堆的自动减压

i 替代注水方式

基本概念与 1 号机组相同。

ii 核反应堆自动减压

核反应堆发出低水位信号后,泄压安全阀对核反应堆进行自动减压,可以通过低压 ECCS 等方式使向堆芯的注水成为可能。

③与安全壳降温功能相关的突发事故管理对策

基本与 1 号机组相同。

④与安全功能的支持功能相关的突发事故管理对策

基本与 1 号机组相同。

(3)6 号机组(BWR-5)

①与核反应堆停止功能相关的突发事故管理对策

基本上与其他机组相同。

2.2.2 完善突发事故管理的实施体制

需要进行突发事故管理时,需要收集、分析、评估设备参数等各种信息，掌握设备状态，综合讨论判断应实施的突发事故管理对策。为此,有必要明确实施突发事故管理的组织,以及责任分担及决策者等,建立起发电站全力应对的实施体制。

并且，当发生重大事故时,视情况加强与政府等外部机构的联络,共享信息,提供建议。对于实施组织,能够集中掌握并应对信息的组织十分必要。

进而,为使实施组织能有效活动,准备实施组织使用的设施的同时,除了确保该设施的操作资料和通信联络设备之外,还有必要确保反应设备状态的设备参数显示装置等必要的资料、设备及材料。

在此基础上,再研究讨论并完善可以切实进行突发事故管理的有实效的体制。

(1)完善突发事故管理实施组织

①突发事故管理实施组织

②实施组织的责任分担及决策

③召集重要人士

(2)完善设施、设备

①完善支援组织使用的设施、资料设备材料

②测量设备的利用可能性

③通信联络等

(3)完善用于突发事故管理的操作文件

(4)实施突发事故管理相关的教育

2.3 遗漏的问题有哪些?

如上所述,经营者推进的突发事故管理是可能由内部事项导致的重大事故,未考虑到外部事项,特别是地震导致的外部电源失灵、海啸导致的涡轮机室浸水、应急柴油发电机及蓄电池的遇水导致无法使用的情况,以及伴随产生的设备级别的共同原因故障及其对策。虽然有“不论事故的起因,根据观察到的设备的事故表现进行操作”的项目,此时也未预想到全部电源会同时失灵。

原本,就全交流电源失灵存在一些问题,安全设计审查方针中认为:与世界相比,日本的停电频率较低,停电后短时间也可以恢复,并且柴油发电机极少会启动失败,因而未制定恶劣条件下的应对措施。即核反应堆设施事故·故障分析评估讨论会交流电源失灵情况研究 WG 报告书(一九九三年)中,日本的外部电源失灵约为 0.01/年,比美国低一位数,恢复所需时间在 30 分钟以内(美国的中央值为 30 分钟),并且应急柴油发电机的启动失败概率为 6×10^{-4}/每次要求,比美国低两位数,以上都可以佐证前述论点,但若考虑大地震、海啸及其他恶劣条件，则这些就无法成为依据。安全设计审查方针 27 中“应对电源失灵的设计”明确说明“关于全交流动力电源长时间失灵，因为可以修复送电线或应急交流电源设备,所以无需多做考虑”,经营者与监管机构都没有考虑到与本次事态这样的长时间电源失灵的情况。

2.3.1 经营者的应对措施

(1)堆芯冷却

1 号机组中,操作员没有利用应急冷凝器(IC)来防止重大意外事故的意识。这便是一切的起因。1 号机组的堆芯熔融、氢爆导致高浓度放射性残渣四散,不可否认，这会影响 2、3 号机组的堆芯熔融防止作业。

(2)全交流电源失灵

①PSA 中,若考虑电源冗余设置、外部电源或应急柴油发电机的修复,虽发生重大事故的概率非常低,但事态并未按预想情况发展。并且共同原因故障的发生频率极低,所以未考虑应对措施。

②虽然将电源车运入现场应对处理,但需要时间,所以未能充分利用。

③确保替代直流电源(临时蓄电池等)也需要时间。

(3)安全壳通风管

自动启动阀的操作中,需要设置临时蓄电池及临时空气压缩机，通风管设置被延迟。

(4)替代注水(核反应堆压力容器减压、替代注水流水线)

① 作为突发事故管理，此前完善了核反应堆减压操作与之后包括利用消防系统水泵在内的替代设备用设备。但是，泄压安全阀（自动）的操作较为困难，减压需要时间。

②作为替代注水方式，虽试过通过基地的消防车注水，但核反应堆的输出压力比消防车水泵的压力高，所以也出现过无法向核反应堆注水的事例。

此外,完全未预想过氢气从安全壳泄漏、核反应堆建筑发生氢爆的情况。

2.3.2 管控机构的应对措施

原子能安全·保安院(经济产业省)站在评估、监察、指导经营者的突发事故管理的妥当性的立场,有义务将结果向原子能安全委员会汇报。虽然原子能安全·保安院向原子能安全委员会进行了汇报并获得了形式上的通过,但是否认真详细地进行了研究尚且存疑,并且未能继续对教育、演练的实施情况进行监察。

并且,欧美各国不断采取了重大事故对策,美国 BWR 的 Mark I 型安全壳容积过小,在发生重大事故时采取了应对内压急速上升问题的对策,但日本的监管机构未付出足够努力研究和引入这些外国已经采用的动向与对策。

此外,在本次事故及其影响的应对措施中,政府(内阁)干涉过多,监管机构的应对措施、支援活动也受到影响。

3 东京电力福岛第一核电站事故的进展与待解课题

在本次东北地区太平洋海域的地震与随之袭来的海啸中,首先地震对东日本太平洋沿岸的核电站设备并未带来太大问题,所有运转中的核电站均停止运转并进入了冷却模式。但是,之后发生的海啸却远超设计预期,核电站没有充分考虑到发生超出设计标准的情况时应采取的应对措施,因此,不论哪种系统,最终都导致在共同因素(海啸现象)中使许多功能失灵。其后果就是所有电源失灵、继而冷却功能、热阱接连失灵,最后导致燃料损伤(堆芯熔融)。并且,诱发核反应堆中氢爆的同时,防止放射性物质泄漏的功能也随之失灵。以上是东京电力福岛第一核电站事故原委的概要(参照第 3-1 图)。

3.1 对地动的应对

设计时衡量地动强度的地动标准以及对海啸最大强度的预想都基于该领域相关的学术界、学会的讨论结果。最后,在负责制定基准的专家、相关人员、有学识经验者和技术人员一致通过后,在此基础上制定标准并应用于评估中。然而,实际上海啸最大强度明显远远超出预期。这一场巨大海啸引发的地动规模也是远超出预想的地壳变动。

第3-1图 东电福岛第一核电站事态进展和问题点

关于地动问题,实际上我们已经可以掌握已发生地震的强度。地震中,太平洋沿岸运转中的 12 座核电设备的控制棒都已毫无问题地插入,并确认已进入停止运转模式。东京电力福岛第一核电站的 2、3 号机组及东北电力女川核电站 1、2、3 号机组中,虽然部分地动已经超出其标准值,但未出现异常及损伤。地动标准留出的富余空间,已经在中越海域地震中的东京电力柏崎刈羽核电站得到了充分证明。不论是本次地震还是地点最近的女川核电站,其安全性都得到了充分印证。毋庸置疑,福岛的任意一所核电站中,地震引发的造成安全问题的举动都没有在数据上体现出来。并且,国会事故调查委虽然在数据上没有体现出是因为管道损伤而造成的问题,但其表示“也不是完全没有可能”,政府事故调查委调查显示管道无损伤。解析等评估结果也显示:原子能安全・保安院的意见听取会中未提出管道损伤问题【参考 2、9、10】。

但是,重点在于超出地动标准这一点。过去,不论是女川核电站还是柏崎刈羽核电站,都有过多次超出地动标准的情形。尽管如此,报告中显示设备安全性有保障,从未发生安全相关事故。中越海域地震中,柏崎刈羽核电站受灾后,通过再次修改前一年已经修订过的抗震设计审查方针地动标准,提高了地动标准,对抗震性要求更加严格。这反映了作为对日本全国核电站抗震性的回溯调查,实行了新标准下的安全性确认。此时，当前应关注的问题是，对抗震性的评估仍通过与此前相同的加速度来应对，这是否妥当。从损坏的角度来讲,提出了一个问题,即是否有比按速度评估的方法、按能量评估的方法等更合适的方法。这些问题尚未得到回答就发生了本次事故。我们没有考虑过超出标准意味着什么,超出的话该如何应对。在这里提出这一问题是因为,不论是本次地动也好,女川核电站事故也好,福岛第一核电站事故也好,均观测到了超出地动标准的地动。这算是超出设计标准演而变成的重大意外事故。有必

要做出相当重要的判断并再次反思，面对这种地动,我们应该将(核电站)设计标准到底定为多少。

本次东北地区太平洋海域地震远远超出地震专家的预测,涉及面积达到 450 km×200 km的广大区域,震级达到里氏 9 级,东京电力福岛第一核电站所在的福岛县大熊町•双叶町震级超出 6 级。地动最大加速度作为地震强度的基准，由设置在核反应堆建筑最底层的地震计记录得到,2、3、5 号反应堆的数值分别为 550、507、548 伽(cm/s^2),超出抗震评估用地动标准 Ss 预设的 438、441、452 伽的最大应答加速度。

在输入由地震计记录得到的地动数据进行模拟解析时,地震负荷对 1-3 号机(运转中)与 4-6 号机(停止中)在抗震安全方面非常重要的核反应堆停止、堆芯冷却、隔离放射性物质相关的系统、机器、管道、构造等方面的影响,已被证明在抗震评估标准值(容许应力值等)以下且尚有充足的富余空间。事故发生时,并未发现机组在地震后的运转数据出现安全异常,在过去的设备评估中,通过比较原有设计与实际设备发现抗震力尚有富余空间,推断东京电力福岛第一核电站的各机组都是如此,因而判断已经留出了防范地动的富余空间。

特别是作为在本次地震中出现的事项,以及在安全上必须考虑的重要安全问题,就是包括地震与海啸在内的那些复合灾害。女川核电站事故中,地震时电源盘发生了火灾。万幸未酿大祸,但有可能发生地震与火灾的复合灾害。今后有必要对此进行讨论。

(关于活断层)

在地动的评估中,尤其因为无法进行超出理学与工学范围的专门领域间的有效合作,所以评估难以推进。海啸评估中也存在同样的问题,期望今后各学科、各学会间可以加强信息交流与合作。

将地动的问题与最近的话题“活断层问题”联系来看,本次的地动为远地点发生的地动,并未出现与核电站直接相关的问题。不过需要原子能规制委员会在制定新规定标准时,补充上建设核电站避开断层位置这一条。下面是地动新规定标准的基本方针。

【基本要求事项】

1 核反应堆设施(以下简称“设施”)整体需要保证较高的安全性,因此需满足以下基本设计方针。

一、确认不存在在将来可能活跃的断层等的露头,具备重要安全功能的设施要建在这样的地基上。

二、具备重要安全功能的设施,在配备期间可能使用但频率极低,其设计要保证可能对设施造成较大影响的地动(以下称“标准地动”)所产生的地震力不会使设施的安全功能受到影响。并且,从地震可能导致的安全功能失灵及随之而来的放射线等影响的角度考虑,视重要程度合理地进行周密的抗震设计。

三 设施应建设在前述规定提到的可以充分承载地震力的地区。

四 具备重要安全功能的设施,在配备期间可能使用但频率极低,其设计保证对设施造成较大影响的海啸(以下简称“标准海啸”)不会使设施的安全功能受到影响。

2 测定标准地动及标准海啸的调查中,在按目的选择调查方法的同时，要考虑调查方法的使用条件及精确性,以确保调查结果的可靠性与精确性。

第一,“确认不存在在将来可能活跃的断层等的露头,在这些地基上建设(核电站)”,也就是说避免在“活断层”上建设核电站。但是判断是否为“活断层”也存在困难,不同的专家会做出不同的判断,还可能引起没有结果的无意义争论。并且,如果考虑到近年来断层的运动所引起的地基及其上建筑物的移动,或振动应答评估等近年来不断丰富的研究成果,“一 对具备重要安全功能的设施进行地动评估时,要将可能活跃的断层等考虑在内。无法进行准确评估时,不在可能出现的断层上建设核电站。”如何留出恰当评估和判断的余地，也留待将来的技术发展来解决。

3.2 对海啸的应对和之后的影响

一方面,应用于核电站设计的最大海啸强度预测,在学术界、学会也进行过讨论。以土木学会为核心,一直就评估技术进行研究讨论。最终在吸收了最近的计算机技术等的新发展基础上对理论进行了重新构建。但是,看到海啸越过岩手县田老町的防洪堤造成破坏的例子,才知道通过预测自然现象来预防灾害是如此之难。许多自然灾害都是意料之外。【参考 11】

实际上袭击了核电站的最大海啸规模远超预期。这场巨大海啸引发的地动的规模引发了远超预

期的地壳变动,并且其复杂性和复合性在迄今为止的海啸评估中前所未有,所以远超预期。最终核电站受灾,以致发生事故。

不论是哪座核电站,本次海啸强度都超出了其设计时的预期。不过,部分核电站应对有余,没有使不利局面升级为事故。不管是女川核电站、福岛第一、第二核电站,还是东海第二核电站等所有的核电站,海啸强度都超出了许可值,而且都刷新了历史记录。女川核电站遭遇约 13m 高的巨大海啸,但核电站地基陷落 1m 仅高 13.8m,以微小的余量躲过一劫。另外,东海第二核电站重新修订了标准海啸的高度,完成了作为应对海啸对策的冷却设备防水墙工程,维持了部分设备的功能,从而确保了核反应堆安全降温并停止运转。福岛第二核电站海啸高达 8m,虽然低于核电站 12m 的地基,但浸水高度达 14.5m,导致许多设备受损。但是,突发事故管理奏效,设备直到低温停止之前仍保持运转。福岛第一核电站遇到的海啸甚至超出了基于最近的见解修改后的海啸级别。如此大的海啸无法预测,不可否认自然现象远远超出预想。

2011 年 1 月 11 日,文科省地震调查研究推进本部长期评估会议预计,宫城县海域地震 30 年以内发生概率 99%,震级 M7.5(滑动量 16m)上下(若与靠近三陆海域南部海沟区域联动,M8.0 上下),若南海地震与东南海地震联动,预计会达到 M8.5 上下。事故发生前的 2002 年 2 月,日本土木学会发布的“核电站海啸评估技术”确定了国内标准的海啸评估方法,所有核电站都再次评估了通过该方法预测的最大规模地震所造成的海啸高度。

3 月 11 日发生的岩手・宫城・福岛・茨城县海域联动地震达到 M9.0 级(面积约为 450km*200km,最大滑动量 60-70m),超出预期的大规模地震引发了大型海啸。这次灾害足以匹敌 869 年(贞观 11 年)发生的大地震和大海啸,可以说是千年一遇的地震引发的大海啸。这也说明,现在对地震、海啸规模进行预先评估尚有困难。

因东京电力福岛第一核电站海域叠加的超出 15m 的海啸,事故发生之前建成的福岛第一核电站 1-6 号反应堆的应急电源设备除以下设备之外均停止运转。运转设备仅有涡轮机室地下的中层地下室,而非最底层地下室中的 3、5、6 号反应堆的 125v 直流电源与 13m 的最高地基建筑内的 6 号反应堆空冷式应急柴油发电机。从事故中得来的重要教训是垂直方向位置略有差异便足以使功能得以保全。

因此,事故的根本原因可以说是将应急柴油发电机、直流电源、配电盘等应急电源设备设置在不防水的涡轮发电机室这一层,海啸导致这些设备无法工作,包括直流电源在内的全部电源失灵,从而酿成严重事故。

3.3 对超出设计基准的事态的应对

言及对超出设计标准事态的应对措施,已有中越海域地震等地动 5 次超出标准地动的地震情况发生。最终,2006 年修订抗震设计审查方针时引入了“剩余风险”的观点,超出标准地动的情况有可能会发生,为了将其作为剩余风险而采取对策,为降低风险各核电站采取了各种各样的方法。部分核电站充分考虑了采取对策后的得失,像滨冈 1、2 号机组一样在进行综合判断后选择废弃反应堆不再使用。

然而,应该如何看待本次海啸呢?遗憾的是发生海啸时抗海啸设计尚不明确,对设计标准的应对也不甚明晰。因此，并不能说超出设计标准的现象发生时采取了周全的设备应对措施。也就是说,可以说法律规定确实在趋于成熟,但设计概念尚不完善,无法采取应对措施。

迄今为止一直应用的性能目标是原原子能安全委员会报告中所提到的堆芯损坏频率(CDF)10^{-4}/反应堆・年,安全壳损坏频率 10^{-5}/反应堆·年。其安全目标是发生事故时每块建筑用地内死亡率为 10^{-6}/人・年。原文出处中写道“应将核设施事故造成的每块建筑用地附近的居民个人平均急性死亡风险及设施一定范围内的居民患癌死亡风险控制在年均 100 万分之一以下(10^{-6}/人・年)”--迄今为止的风险评估(PSA/PRA)中,发生频率在 10^{-7}/反应堆·年以下的事件因数值过低而未纳入考虑范围。

此外,假设发生多处功能失灵或共同要因事故 •故障时的应对措施尚存课题。海啸来袭导致多台机器几乎同时失灵,并且导致具有多重性的多台机器一同失灵。东京电力福岛第一核电站事故发展至此的主要原因是设备①所有电源失灵②冷却系统失灵③热阱(heat sink)(热量的最终去处)失灵等问题同时出现。另一方面,突发事故管理对策中①无备用电源②备用泵(消防车等)能力不足③面对意外事件多发(以氢爆为首,安全壳损伤、全部电源失灵本身等)的准备不足等问题层出不穷。

以上这些,无不因为对突发事故管理、重大事故缺乏认真的应对-对于可能会不安全这种说法存在反感-完全没有预想过事故会发生,这难道不是事故发生的主要原因吗?并且,一直以来对重大事故的研究讨论,都是预设构成机器的单一故障作为内在原因,以此来预想事故的进展。与之相对应地,认为评估中可以定量地确保设备安全,本次东京电力福岛第一核电站所发生的同一功能的机器同时失

灵,并多方损坏，这种共同因素事故同时发生的可能性极低而致使人们疏忽大意,未能对本次事故作出合理应对，也是这次事故发生的主要原因。

理解事故的进展以及具有丰富的知识极为重要。本次事故中,何时发生燃料损坏、安全壳如何损坏、接下来会发生什么,可以说对事故进展及应对措施的研究讨论不够充分,以 1 号机组为例,采用应急冷凝器(IC)的堆芯冷却系统较为有效,或安全壳内气体的通风系统没有电源也可以手动打开阀门这点同样较为有效,但因重点放在了维持安全壳的隔离功能上,所以完全没有相关应对措施的准备,而且不可否认所有的应对措施也都是马后炮。【参考 12】

并且,有必要明确在包括应对恐怖袭击等作为外在因素的自然灾害等情况时(不仅是之前提到的地动及海啸,其他灾害也是同样),如果事态超出设计标准,应在何时做出何种应对。

3.4 所有电源失灵及其影响

东京电力福岛第一核电站中,包括3台空冷式应急发电机在内,各机组配备了2台(6号机组3台)应急发电机,充分利用多个核反应堆布局的优势,在相邻反应堆设施间(1与2、3与4、5与6号机组之间)将应急交流母线(480V)接到直流电源用充电器(125V)上,保证蓄电池可以继续使用。因此,像这样通过加强直流电源,无法手动启动用于故障恢复的应急柴油发电机,实现1号反应堆应急冷凝器(IC)及2-6号反应堆的核反应堆隔离冷却系统(RCIC)和1-6号反应堆的高压冷却剂注入系统(HPCI)等长期连续运转。

东京电力福岛第一核电站海域的最大海啸若不到10m,虽很有可能利用10m或13m处涡轮机室内的应急电源,但实际上海啸超出15m,导致事故发生前设置的应急电源设备中,能发挥功能的设备仅剩下涡轮机室的中层地下室内的3、5、6号机组的125V直流电源及13m高地基上的建筑内的6号机组空冷式应急柴油发电机,除此之外的设备均失灵。完全没想到电源设备、电力系统均被水淹。对此,若能加强耐压防水门等对建筑内应急电源系统的保护以及在高处配置应急电源等分散配置・防水措施,预计可以避免最坏事态的发生。

东京电力福岛第一核电站事故之后,原子能安全·保安院立刻就曾发出在紧急时期的电力设备应对措施,亦可以反映本次事故教训,可以对BWR与PWR的核电站中火灾・爆炸・台风等地震・海啸以外的现象做出应对。另外,已经在推进在高处配置应急大型发电机・电源车等事项。并且,各发电站正在迅速改善以下方面并将其总结为东京电力福岛第一发电站事故的技术性知识:提高外部电源系统的可靠性、提高变电站、开关站的抗震可靠性以及相关设备的迅速修复等。

3.5 氢爆的发生及其影响

3.5.1 爆炸概要

可以推断东京电力福岛第一核电站发生爆炸的主要原因是绝缘管高温下发生水--锆反应,氢从核反应堆压力容器泄漏到安全壳,进而泄漏到核反应堆室内,超出了一定浓度且超出可燃界限,所以会着火发生爆炸。特别是,虽然推测福岛第一核电站 1 号机组及 3 号机组的核反应堆室发生的爆炸是由各号机组产生的氢所引起,但 4 号机组发生爆炸是因为 3 号机组的安全壳内排出的气体通过公用排气筒的应急气体处理系统管道流入 4 号机组。另一方面,与其他机组一样，2 号机组也出现过堆芯损伤,但从未发生过氢爆。原因之一是核反应堆室内的紧急泄压板处于开放状态,氢泄露到室外,没有出现积聚并超出可燃界限的情况。

3.5.2 氢泄漏的原因

爆炸原因是氢气流向核反应堆室内,虽然其路径不一定能够完全调查清楚,但一般认为是高温燃料残渣落到下方,核反应堆压力容器内产生的氢从控制棒及熔化炉内仪器引导管焊接部的部分漏到安全壳内。推测由于各机器使用硅胶密封的部分受高温影响导致功能下降及空间压力上升,安全壳空间内的氢也从安全壳中泄漏出来。推测安全壳泄露途径如下所示。

- 安全壳上盖的结合部分
- 机器和人出入口的结合部分
- 电力管线贯通部分

3.5.3 爆炸的影响

氢爆会导致核反应堆室损坏,但未预料到安全壳外也会发生氢爆。因此 1 号机组的氢爆对核电站修复带来很大影响。1 号机组发生爆炸后四处散落的瓦砾损坏了连接 2 号机组电源盘的电源线缆,导致修复工作推迟。并且 1 号机组也受到了海水注入线及硼酸水注入系统的电源线缆损坏的影响。爆炸的场面一个接一个在电视上播出,给普通民众的心理造成相当大的影响。

3.5.4 氢爆的教训

东京电力福岛第一核电站发生的爆炸不仅给事故应对及核电站修复工作造成极大影响,还给普通民众带来无法估量的心理阴影。虽然爆炸原因逐步明晰,但其详情尚不明确。为了不致引起氢爆,有必要采取应对措施防止氢滞留在设备内。且有必要制定应对措施,开放核反应堆室屋顶的顶部通风口与紧急泄压板,配置可燃性气体控制装置,保证这些设备在停电时也能运转。并且,在明确了导致爆炸的氢滞留的原理基础上,有必要将氢气相关的每套设备在室内及安全壳内的区别考虑在内,研究讨论最合适的配置。即完善按设备固有状态合理应对氢产生的机器设置及应对步骤,有必要进行突发事故管理,包括培养能够合理应对氢泄露至安全壳外的人才。

3.6 为何没能防止严重事故的发生?

针对东京电力福岛第一核电站事故,“如何防患于未然?”“何种对策是为必要?”这一课题虽在 2.3 章及 3.3 章进行了论述,但在此再次总结整理。

3.6.1 如何防患于未然

如第 2 章所述,关于重大事故的对策,日本也与欧美一样,以 TMI 事故为契机,以原子能安全委员会为核心进行了审议与研究讨论,并与国际组织 OECD/NEA(当时核实力发达国家的组织)进行合作。

最终,原子能安全委员会仅规定核反应堆设置国自主完善有效的突发事故管理,万一发生事故,能够切实实施应对对策的经营者应该予以丰厚奖励,并未规定监管必要条件。从世界上来看,当时原子能安全委员会的应对方式并不逊色。但是之后国际上提出了监管必要条件,东京电力福岛第一核电站事故原本的起因是巨大的海啸,但从防患于未然的角度出发下面将各项逐条列出。

(1) 严重事故应对措施不是由经营者自主实施,而是有必要将其作为监管必要条件由经营者、监管机构认真制定。根据监管必要条件,经营者即使花费经费也要购置必要设备,认真谨慎应对。本来严重事故的事态不限于机器的单一故障或操作员误操作等内部原因,也应同样考虑地震、海啸等外部原因等情况及其处理方式。并且对于具有不确定性的自然现象、在深层防护方面欠缺相应的对策。

(2)关于海啸问题,2004 年苏门答腊岛海啸中,印度的马德拉斯核电站海水泵发生了浸水事故,2008 年东京电力公司内部进行了讨论,将波源定在福岛县海岸的海沟附近,试算海啸高度为 15.7m【参考 13】,也探讨了一部分应对措施,但因速度过慢错失机会。这其中也有一部分原因是东京电力中涡轮机室地下设置的应急柴油发电机受海水冷却系统管道的漏水影响,两台设备被水淹无法使用。因此,应该灵活利用这些应对措施防止严重事故发生,加快变更应急柴油发电机的配置，或将追加的气涡轮发电机配置在其他地方。

此前,尽管作为监管机构的原子能安全基础机构将 2006 年法国布莱耶核电站(Blayais nuclear power plant)浸水事故的事例套用到东京电力福岛第一核电站的 1 号机组,尽管对同样情况下堆芯熔融频率的风险进行评估，其结果已经表明堆芯损坏概率(CDF)的值极高,但没有做出任何应对措施,此举令人十分遗憾,也成为今后需要改进的课题。

(3)关于全部电源失灵问题,日本比外国的停电率低,并且即使停电也可以在短时间内修复,而且应急柴油发电机的启动失败概率也极低,这种观点深入人心,因此即便是安全设计审查指南，其中都明确了不必考虑长时间(30 分钟以上)的停电情况。在这种观点的影响下,虽然在美国 911 同时发生多件恐怖袭击事件之后,监管机构曾收到通知,有义务准备用于应对核电站全部电源失灵的机器和材料并进行演练,却未采取任何措施【参考 2】。日本应与美国一样,准备可移动电源并提前进行演练,需要从外国事故的中获得教训。

此外,接触到这些信息的监管机构有必要与经营者加强合作,对对应措施进行评估,探讨对日本的启示作用,作出合适判断。这种态度非常必要。

若采取上述措施,或许就可以防止这次严重事故的发生。

3.6.2 何种对策是为必要?

在此,将从事故发生时的应对措施出发进行分析。

(1)必须对指挥者、操作员就应采取的措施进行充分的教育与演练。但是,福岛核事故之所以发生,特别是对使用 1 号机组的应急冷凝器(IC)的理解与演练不充分是导致堆芯熔融的一大原因。对此也不禁让人怀疑,设计者(厂家)与经营者之间是否就当初的设计与最近的安全处理方法的变更进行了顺利沟通。并且,安全壳通风口无法迅速通风,最终导致事态恶化应发氢爆,造成大量放射性物质泄漏。

如第 2 章所述,在突发事故管理的完善中,虽然定期实施了所有教育与演练,但实际上东京电力本身表示“因为认为不会发生重大事故,所以演练计划不够充分,演练变成了形式。同样,必要的物资及其材料也准备不足。【参考 13】”这正是由于“安全神话”导致发生了重大的后果,核相关人员也必须同样排除这种想法,谨慎应对,防止严重事故的发生。

(2)实际上,包括时间推移因素在内,因为对核燃料开始损坏、堆芯崩塌、产生氢、燃料残渣导致的核压力容器的堆芯熔融、安全壳的温度、压力上升及随之引起的氢及放射性物质向核反应堆室内泄漏等问题的相关事态发展的知识掌握不充分,所以才没能适时做出恰当的应对。近年来,轻水反应堆技术已经很完善,虽然这方面研究日趋减少,但对运行、指挥核反应堆的工作人员进行严重事故事态进展相关的详细、充分的教育仍不可或缺。

(3)即使是监管机构也应该在具备上述知识、掌握相关详细具体应对措施的基础上,指导事故的善后工作。但不得不说,监管机构自身也没有认真钻研业务,工作失职了。

抱着万一可能发生严重事故的心态,认真开展应对所有事态的演练,提前准备必要的物资机器和材料,才可能合理化解事故。

4　关于核能安全的基本考虑方式

4.1 核能安全的目的和基本原则

毫无疑问,脱离社会讨论核安全问题是没有意义的。因为对于核安全来说,不存在做到某种程度即可的终点概念。安全达到何种标准可以接受,需要与社会达成一致。核安全的目的与基本安全原则的意义即在于此。一直以来, 严重事故管理(severe accident management)都被视为是经营者自身的责任,特别是核电站内的深层防护的严重事故管理与紧急应对措施尚有欠缺。另一方面,防灾中也出现了各种各样的问题,东京电力福岛第一核电站事故发生之后,各机构就对这些相关问题提出了强烈批评【参考14】。

导致出现如此后果的原因是什么呢?核电站的所有工作人员存在以下问题:第一,对履行安全责任所必要的制度、组织、体制及他们之间的相互关系理解，尚不成熟。第二,缺乏对核能重要性的认识以及对随之而来的风险的正确理解与觉悟。第三,虽然将深层防护视为安全保障的基础,但未明确意识到防护对象是什么。

基于这样的教训,政府与民间有必要通力合作,使日本核能发电的安全程度达到世界第一。为此,强烈希望制定安全标准,实现核电设备的高安全性。

由谁、承担何种责任?大家是否有前面这样的认知呢?有必要思考包括角色责任在内的“职责”。核能发电是能源安全的一环,一直作为国策推进着。安全保障不仅是经营者的职责。生产一线也是经营的核心,作为安全保障的最前线当然在安保中职责最重。自不待言，经营者应遵守规则,还必须为安全保障尽最大努力。但是,另一方面,国家制定各种各样的规定标准,在此基础上进行设计、制定并提出使用手册、进行安全审查、审批通过。并且,目前,确保核电站安全的组织架构、规则的制定、施工的审批与批准与使用许可都已经存在。还有必要将其责任也考虑在内。另一方面,制造商接受经营者的订单,根据式样进行设计、制造、建设,但在直接进行安全设计、制造的过程中,作为保证品质的措施,还需要为保障安全而保留制造商的“制造责任”。

事故发生并不单纯是经营者的责任。以国家(监管机构)为首,经营者(电力公司)全体、制造商、学术界、地方政府等全部利益关系人中,与核能发电相关的人在灾害发生时,首先要认识到的责任是如何确保核安全,这一点非常重要。而且,也有必要考虑媒体及国民在这个问题上的感受。

站在反省的立场,进行事态的调查,分析与评估,并且必须将这次的教训应用于今后的应对措施中。在此基础上,有必要重新修订确定核能发电处理方法的规定标准及各种规则,建立合理使用的体制与机制。

为了从东京电力福岛第一核电站事故吸取教训,同时和平利用核能资源,在利用核能发电的同时必须抱有“核能安全的基本考虑”,日本原子能学会制定并提出了“核安全的目的及基本原则”。这个内容的制定虽然充分参考了 IAEA(国际原子能机构)的《核能安全的目的与基本原则》,但也体现了日本国情与东京电力福岛第一核电站事故的经验,整理总结出的成果是今后世世代代需要承担的责任。核能无法代替单纯的火力发电,在享受其便利性的同时,随之而来的风险也会超越国界，对世界造成影响。作为共同的基础,共享安全保障方面的观点也极为重要。

4.2 深层防护的考虑方式

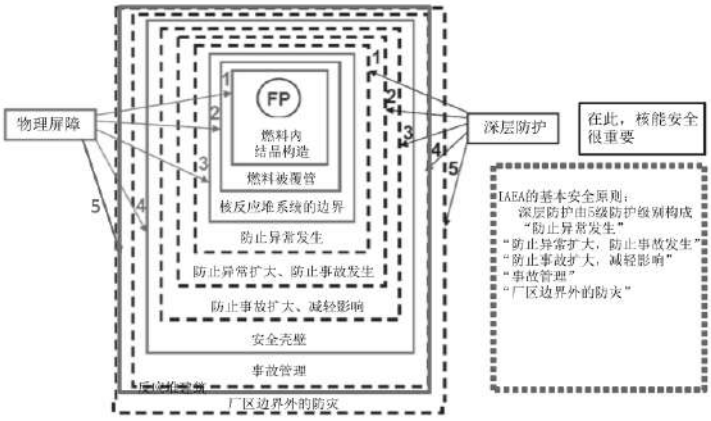
不论什么事都有风险。核分裂反应被证实具有巨大能量,是能够满足人类需求的丰富能量的源泉,因此我们决定和平利用核能并发展核能发电。本来,核反应包含着各种各样的风险,核能发电也是一样。核能发电的风险中非常重要的是核分裂反应伴随生成的核分裂生成物带来的衰变热及核辐射。关于“核辐射风险”,需要让全世界认识到安全管理的必要性,一直以来日本也与 IAEA、ICRP(国际核辐射防护委员会)等国际机构一同进行着监管和管理。此外,日本在周全考虑核能发电的“核辐射风险”的同时,进行了充分研究。“核安全”即是为了规避该风险,其基本观点是深层防护的观念,如图 4-1 所示,设置多重物理障碍及进行深层防护防护战略【参考 5、15】

之前提到的“核安全的目的与基本原则”中“原则:防止事故发生及减轻影响”中有一条“为防止核事故、核辐射事故的发生及减轻其影响,必须付出所有可行的努力”。其中深层防护是防止事故发

生及减轻影响的主要手段。基本上,“深层防护”[1]是为了“防止事故发生”、“发生后避免扩大”、“发生后避免波及公众”。一直以来,日本称之为“多重防护”,至于核反应堆设施则分为三个阶段:①防止异常情况的发生,②防止异常扩大及演变成事故,③防止放射性物质异常泄漏。一方面,IAEA 等机构定义了5个防护阶段,包括严苛的设备状态控制,减轻放射性物质的大规模泄露导致的核辐射影响。日本也对原子能安全委员会深层防护(多重防护,两者皆可 Defence in Depth 的日译)的观点进行了整理及研究讨论,原子能安全・保安院也通过对重大事故管理对策的形式进行研究,开始整理深层防护的观念,现在原子能规制委员会/原子能规制厅也在继续进行整理。

虽然明文规定“深层防护”的定义与概念的相对较少,但IAEA的报告中提出了INSAG-10:Defence in Depth in Nuclear Safety,并将 IAEA SAFETY STANDARDS SSR-2/1 "Safety of Nuclear Power Plants : Design Safety Requirements"作为安全标准发行。

IAEA将“Defence in Depth”(深层防护)定义为“在运转状态及各障碍中设置各级别装置并分阶段展开,以防止运转时发生异常过激变化的扩大,维持设置在作为事故条件的核辐射源或放射性物质与工作人员及公众或环境之间的物理屏障的有效性”此外,深层防护的目的为:(a)弥补潜在的人为失败及机器故障;(b)规避对设施及屏障自身的损伤,维持屏障的有效性;(c) 屏障完全不奏效的事故中,保护工作人员、公众及环境不受伤害。



第4-1图 应对放射性物质释放的物理屏障和深层防护
修改一部分 （参考文献 12）

同样,美国 NRC 将深层防护定义为“设计防止放射性及危险性物质泄露事故的发生及减轻其影响的核设施并保持设施的运转。重要的是,建立多重、独立且冗长的防护层弥补潜在的人为及机械造成的失败,无论多么坚固都不能只依赖于单一防护层。深层防护包括接近(access)管理、物理障碍、冗长且多样的主要安全功能、及运用紧急应对措施”,以上两者无根本区别。此外,应该综合考虑 NRC NEWS No.S-04-009(二零零四年六月三日)“非常成熟的计划(NRC 深层防护哲学)”中安保与紧急应对措施来理解深层防护的概念。

4.2.1 深层防护的必要性

深层防护的原文“Defence in Depth”这一概念虽然也常用于军事以外的领域,但原本是被称为纵深防御的战斗教义之一。纵深防御的目的是要延缓而并非防止进攻方的前进。该战略是一边争取时间,一边在进攻方向前推进扩大占领范围时增加敌方伤亡。例如,像堆芯内有大量放射性物质的核电站一样,对人与环境存在巨大的核辐射风险和威胁,需要杜绝其影响(风险)的表面化。因此在核能领域,为保护人与环境,会依照该概念采取积极的防护政策(战略)。

在保护人与环境时,只要有一个对策能够充分发挥作用应该就可以了。但是,因为核辐射及放射

[1]日本并未明文规定“多重防护”的定义，1992 年 5 月 28 日的原子能安全委员会决定（1997 年 10 月 20 进行部分修订）有如下描述：“作为发电用轻水型反应堆设施的重大事故管理对策，意外事故管理中”，“1.日本核反应堆设施的安全性在现行的安全监管之下，在设计、建设、运转的各个阶段，①防止异常情况的发生、②防止异常扩大及演变成事故、以及③防止放射性物质异常泄漏，基于如上所述的多重防护的思想，通过严格的安全确保对策，从而充分确保核能安全。（以下省略）”。此外，作为该用语的定义而有明文规定是 2004 年 6 月 10 日原子能安全委员会“放射性核废料处理安全监管中的共同重要事项”备忘录中有主要用语说明。原子能安全委员会参考 2011 年 2 月至 2012 年 3 月实施的“为了推进当前政策的基本方针而与外部专家交换意见---确保安全的基本原则”中的 IAEA 的安全基准等，对多重防护的考虑方式进行整理和研究（意交基原第 8-2 号，2012 年 3 月 7 日）。

性物质未经控制便泄露到环境中,给人与环境造成影响,诸多现象中存在非人类智慧所能及的各种现象。并且一般来说,对策是基于某种预想所制定的,因此会有意料之外的情况及非人类智慧所能及的情况出现。也就是说,给人与环境造成影响的各种现象及对策的效果存在不确定性。因此,单一对策存在某种不可靠性(unreliability),算不上是完美的对策。因此,有必要彻底防止威胁人与环境情况的发生,这样一来,对于仅凭单一对策无法应对不确定情况,因此有必要通过其他对策提高整体防护对策的可靠度。像这样设想出单一对策无法应对的不确定情况,为提高保护人与环境整体对策的可靠性所采用的便是深层防护的观点。这一观点不管是在美国 NRC,还是在 NUREG-1860 中,深层防护的目的是做好应对不确定性的准备,深层防护是 NRC 的安全思想的要素,在核设施发生异常及事故发生时为防止・减轻损失,通过采取包括安全余量在内的一系列方法来应对不确定性。

4.2.2 深层防护的基本观点

深层防护的基本观点在日本被称为“多重防护”(一直以来常用的说法),与 IAEA 及 NRC 相同,准备独立于安全相关的全部活动之外的多层防护措施,万一发生故障或失败情况,可以确保进行检查、弥补不足,并采取合理措施。深层防护的观点认为,设立多层次的防护等级,即便一个防护等级受到破坏也不会威胁到整体安全[2]。

也就是说,不同防护等级分别独立发挥作用是整体设备深层防护的基本要素,这是通过采取防护措施实现的,即便一个防护等级受到破坏,其他等级也不会受到影响。

(1)该深层防护措施的观点以组织和行动为首,适用于设计到运转的整个过程,包括设备内部故障及人为因素,可以应对运转时预想到的情况和事故及设备外部因素导致的情况。

(2)基于深层防护的系统设计中,包括利用反馈将故障限制在可容许范围内的过程管理。通过将设备运转参数维持在明确定义的范围内来保护物理屏障,使其不会陷入危险状态。并且,微小偏离会使得设备发生极其异常的情况,造成机器损坏,慎重的系统设计可以防止损坏，即防止“Cliff Edge 效应（陡边效应）”的发生。

[2]将防护等级设置成多级，可以反复应用防护对策，以减少或缓和可能扩大的异常事态，提高防护系统整体的可靠性。另一方面，在单一防护级别对策中例如包括冗余性和多样性策略，提高该防护级别的防护对策的可靠性，不见得其他防护级别的防护对策的可靠性就会提高。也就是说，由于具备冗余性和多样性，无法将防护模式换成多级别的模式。

4.2.3 IAEA 的深层防护的防护等级[3]

(1)IAEA 中深层防护的防护等级是将深层防护的观点适用于核能发电设备的设计中,防止核辐射对人与环境造成的有害影响。同时,若未能成功防止这种不利影响,为确保合理防止及减轻有害影响,日本确定了以下五个等级的防护措施(固有功能、设备及步骤)。

第 4-1 表中总结了 IAEA 深层防护的各防护等级的目的与达成目的基本方法。

(2)设计中考虑到的设备状态分为“运转状态”与“事故状态”。前者进一步分为“正常运转”“运转时的异常过渡变化”,后者分为“设计标准事故”与“设计扩展工况”(DECs:Design Extension Conditions)[4]。

[3] 设备正常运转时，所有的防护等级都可以利用。其他情况下，可以利用适合的防护等级。如果存在多个级别的深层防护，哪个级别的防护不够都不能称作完美。

[4] 设计扩张状态：是指并未被作为设计基准事故考虑的事故状态，但在核电站的设计过程中根据最优推定方法进行过研究，能讲放射性物质的泄露控制在容许限度内的事故。设计扩张状态包括了重大事故状态。

第 4-1 表 IAEA 深层防护的各防护等级

	防护等级	目的	为达到目的不可或缺的手段	关联的设备状态
设备的原始设计	等级 1	防止异常运转及故障	保养设计以及建设、运转中的高品质	通常运转
	等级 2	对异常运转的控制及故障检测	控制、限制以及防护系统、及其他监视特性	通常运转时异常过渡变化（AOO）
	等级 3	控制设计基准内的事故	工学上的安全设施及事故时的操作步骤	设计基准事故（预想单一起因事项）
设计基准之外	等级 4	包含防止事故进展及减轻重大事故影响，控制严重的事故状态	包括补充手段以及安全壳的防护的事故管理	多重故障重大事故（严重事故）[设计扩张状态]
紧急时计划	等级 5	减轻放射性物质的大规模泄露造成的核辐射影响	基地外的紧急时对应	

这四种运转状态的防护对策分别对应深层防护的 1-4 防护等级。

① 防护等级 1 是防止异常运转及故障。以合适的品质级别与工学性手法(例如多重性、多样性及独立性的应用),周全及保守地设计、建设并保障核电站的运转。
② 防护等级 2 是对异常运转的控制及故障检测。为防止预想的运转情况扩大为事故,检测并阻止设备偏离正常运转状态。
③ 防护等级 3 是控制设计标准内的事故。第 2 防护等级无法阻止运转时的异常过渡变化及预想起因现象的扩大,控制事态不向更加严重的情况发展,确保安全停止。
④ 防护等级 4 包括防止事故发展及减轻重大事故的影响、控制严苛的设备状态、维护密封功能,尽可能降低放射性物质的泄露。
⑤ 防护等级 5 是减轻放射性物质的大规模泄露造成的核辐射影响。这一点要求紧急管理中心准备适当的机器材料及做好核电站内外的紧急应对计划。

4.2.4 防护对策与安全评估的观点

(1)关于防护对策

① 安全重要度与防护对策:为对防护对策相关设备的安全提出合理的要求,有必要按重要程度对设备的安全功能进行分类。一直以来,虽然都是根据防护等级对其重要程度进行分类,但原本该重要程度分类并未确定该设备所对应的防护等级,有必要纵观整体深层防护对策、进行综合性评估对重要程度进行分类。也就是说,需要考虑设备安全功能、安全功能失灵时的影响、安全功能要求的频率、继续维持安全功能所必要的时间等综合评估安全重要程度并进行分类。

即使是超出设计标准事项的情况,IAEA 防护等级 4 的防护对策也可以充分覆盖该设备。

并且,达到防护等级的方法,即为之采取的措施若功能与可靠性得到满足,是采用永久设备应对还是可移动式设备应对均可,两者组合起来也未尝不可。一般来说,针对设计标准情况,防护等级所采取的措施来源于功能及可靠性有保障的永久设备及其正常运转(合理的运转步骤及实施),但在超出设计标准事项的状态下,防护等级的功能与可靠性是否与设计标准事故一样用永久设备(主要是新设置的反应堆)进行应对呢?无法永久放置设备时,或为灵活应对各种事态,可以利用可移动式设备(功能得到确保)进行应对,采取措施确保新的可靠性。确保该可靠性的措施是突发事故管理步骤及其演练。在人为操作介入时,有必要将人为因素的不确定性考虑在内。

② 超出设计扩展标准情况的防护对策的可靠性:以用于控制超出设计标准情况、具有安全功能的设备为对象,在决定安全功能的可靠性或品质要求时,尽管无需对这些设备应用单一故障标准,但如需确保超出设计标准情况下符合所要求功能重要程度的可靠性,则有必要对多重性或多样性提出要求。并且有必要将重大意外事故的环境条件作为合理考虑后的安全功能的可靠性或品质要求。

③ 人为操作的可靠性:为使超出防护等级 4 设计标准的防护对策可以充分・有效地发挥作用,包括设备在内,按照步骤完成必要的人为操作的同时,应对突发状况的随机应变能力十分必要。因此,有必要准备应对各种重大意外事故情况的手册,同时定期进行包括培养突发状况的随机应变能力在内的教育和演练。确认防护对策的有效性和可靠性时,应该确认设备与人为操作相结合的综合参数,通过这样的演练开展工作才合理。

(2)关于安全评估

① 安全评估中,为防止发生超出设计标准情况的重大意外事故(指的是第 4-1 表所示等级 4 中的“防止严重的堆芯损伤”),设定一系列多重故障状态,并且为减轻影响而设定一系列合理包络安全壳的负荷的事故状态(重大意外事故状态)。对设计扩张状态,防护等级 4 防护对策用定数论手法、概率论手法及工学性判断进行评估与确认是否满足判断标准。

② 可以在这些评估中应用最优预测评估。此时,与判断标准进行比较时,可以确保初期情况及情况发展、评估模式、输入数据等不确定性的大部分具有一定的保守性。在定数论手法中,考虑操作员的操作时,对象需要具有较高可靠性且可操作性。

4.3 设计基准事项和设计基准以及超越该事态的应对的基本考虑方式【参考 16】

一直以来是在设计标准情况(事故),即在深层防护等级 1-3 范围内设计设备,重要的安全设备可以在预想范围内应对多种多样的情况,做好准备充分确保核安全。一直以来,在应对各种各样的情况,尤其是应对自然现象这种外在情况时,主要是针对地动设计设备,以过去的数据为标准,在科学预测的范围内保守地对待设计标准的威胁,为使即便超出设计标准多少，也可以确保结构的坚固性,在标准范围内设计与制造时留出充分的余量。但是,发生过几次超出标准的地动后,大家明白了需要对超出标准情况的应对措施及标准进行更正。另一方面,即使地动远超出标准,也不会影响到核电站的运营及设备的坚固性,实证表明设备留出了充分余量,同时也表明对所有面临自然灾害的核电站设备都留出了余量。也就是说,大家都希望核电站设备的设计考虑周全,即便在超出标准的情况下，也能确保充分的坚固性,不会发生重大事故(严重事故)。

对超出设计标准的情况,应采用“前段否定”的深层防护观点,为评估建设用地的合理性会假定事故发生,预想大量放射性物质向安全壳泄露,基本上放射性物质是从排气塔泄露出来。也就是说,安全壳完好的前提下,并非具体从机械原理的角度详细评估事态进展,预想严重事故的发生。

进行设计时,对核电站整体系统进行安全评估十分必要。以本次事故为戒,不仅要考虑单一的机器故障、功能损伤,还要考虑多处同时故障、功能失灵及共同要因故障・功能失灵,以及系统之间的互相影响、故障・功能失灵导致的事故。另一方面,在超出设计标准的情况出现时,即面对重大事故(严重事故)时,不同情况下的应对方式也会有所不同,所以深层防护等级 4 的方案非常重要。有必要预想尽量多的方案,准备相应的应对措施。继续实行这项措施可以防止意料之外的情况发生,因此完善可持续的机制非常重要。不过,也有现在的人类智慧也无法预想到的情况出现。在承认这一点的基础上,通过将设备及说明书标准化、规格化,经常吸收新发现来推进改革,构建具备更加系统性的应对方式的机制。

设备的设计是在设计基准事项(事故)的范围内进行,该设备也是在这种预想范围内应对多重、多样的情况。一直以来的观念是充分考虑各种情况与设计标准的威胁,避免超出设计标准的情况发生。因此,一直以来从 TMI 及切尔诺贝利事故可以看出,人们主要把设计的重点放在应对内在原因造成的事故上,主要避免超出设计标准的情况发生。另一方面,对外在原因自然事项的应对,从日本特殊情况出发对地动较为关心,从当初引入核能发电之时,就研究了许多极为细致的应对方式。吸取阪神大地震的教训,利用最新的发现改革了 2006 年制定的抗震设计方针。各发电站采用必要的方法进行了复检。本次修订中修改标准地动测定方法的同时,还设想了万一发生超出标准地动情况时的应对方式,讨论了进行安全评估--风险评估。最终虽然停留在“评估‘剩余风险’”与自主应对方面,但确立了深入 PRA 的评估方式。2007 年发生了中越海域地震,东京电力柏崎刈羽核电站虽然发生了远超出标准地动的情况,但通过利用复检,有了充分的余量,确认了重要设备的结构完好性。基于这样的结果,全国核电站推进了抗震复检。

第 4-2 图 IAEA 深层防护的考虑方式与设计基准的对应

建设满足类似抗震标准设计标准的设备当然十分必要,但本次地震・海啸也表明，发生频率极低、几乎不可能发生的超出设计标准的情况也在所难免。重要的是做好应对超出标准情况的准备。此时,广泛预测核电站可能发生的不良状态,需要明确的是，确保各种条件下核电站整体系统的“核安全”所必要的功能是什么,并进行灵活应对。也就是说突发事故管理非常重要。自然灾害难以预测,不论何种情况下都完美应对是不可能的,不可否认有可能会出现无法应对的情况。这时,应对意料之外情况的

最好方法是广泛地进行未雨绸缪,为能够应对各种情况提前做好管理、演练与准备,这是对意料之外的情况最好的应对措施。

对超出设计标准的情况,一直采用着深层防护的观点,用“前段否定”的方法,将严重事故发生时的应对及重大事故(原子能规制委员会的新规制标准中,制定标准将重大突发事故作为“重大事故”处理)发生时的应对,作为一种概念进行设定并采取对策。但是,由于采用了“前段否定”,至今为止的对应并未形成具体的方案。意识到超出设计标准的是“前段否定”,将事故的应对方案考虑在内,需要构建可以应对各种事故的体制、方法策略。

设计中,需要保证核能发电系统的安全,应该能够充分满足这一需求。第 4-3 图表明了核电站所必要的重要功能。“停止”控制功能、“降温”冷却功能、“封闭”边界功能、其他供电等共同的重要功能与遮蔽、空调等共用的功能。这些功能进一步按每个要素系统分开，作为表明其所起作用的“子功能”。功能不仅指设备,还由步骤及处理方式等重要内容构成。首先，分别用 PWR 及 BWR 列举构成各功能的代表性构成物、机器、系统名称。如图所示,专注于深层防护的重要功能,选取维持其功能所必要的系统及机器结构,通过着眼于功能的维持及失灵,可以把握核电站系统整体功能。特别是考虑到共同要因导致的机器、系统损伤及事故的多重性,要重点考虑确保最低限度的必要功能,必须基于相互之间的关系,建立随事态发展维持该功能的机制。不仅要考虑单一机器故障、功能损伤,还要考虑多处同时发生故障、功能失灵及共同要因故障・功能失灵,以及若有可能发生系统之间互相影响、故障・功能失灵的扩散等情况,也需要将其纳入考虑范围。

此处所列举的是核电站所必要的重要功能。包括边界功能、冷却功能、控制功能,加上其他列出的供电功能,构成核电站基本且必要的重要内容。这些功能相辅相成并在维持正常的基础上进行核电站的设计。设计标准内不论对于何种情况,都可以保证能够确保设备的完好性与安全性。

功能	辅助功能	建筑物、系统或机器	
		PWR 示例	BWR 示例
边界功能的示例	1）核反应堆冷却材料压力边界功能	构成边界的机器、配管系统（除去仪表等的小口径配管・机器）	构成边界的机器、配管系统（除去仪表等的小口径配管 •机器）
	3）核反应堆冷却材料要边界的过压防止功能	加压器安全阀（开功能）	SR 阀的安全阀功能
	6）放射性物质的封存功能、放射线遮蔽及释放减轻功能（1）	核反应堆安全壳、环状通路、核反应堆安全壳隔离阀、核反应堆安全壳喷淋系统、环状通路空气再循环设备	PCV、PCV 隔离阀、PCV 喷淋冷却系统、FCS
	6）放射性物质的封存功能、放射线遮蔽及释放减轻功能（2）	安全补机空气净化系统、可燃性气体浓度控制系统	R/B、SGTS、应急再循环气体处理系统（关联系统）排气筒（SGTS 排气管支持功能）
冷却功能的示例	3）堆芯形状维持功能	堆芯支持构造物、燃料集合体（但是，除去燃料）	堆芯支持构造物、燃料集合体（但是，除去燃料）
	4）核反应堆停止后散热功能	余热去除系统：余热除去系统、补助给水系统、至 SG2 次侧隔离阀的主蒸汽系统 •给水系统、主蒸汽安全阀、主蒸汽散热阀（手动散热功能）	余热去除系统：RHR 系统、RCIC 系统、HPCS 系统、SR 阀（散热阀功能）、自动减压系统（手动散热功能）
	5）堆芯冷却功能	应急堆芯冷却系统：低压注水系统、高压注水系统、蓄压注水系统	ECCS：RHR 系统、HPCS 系统、LPCS 系统、ADS
控制功能的示例	2）过剩反应度的加压防止功能	控制棒驱动装置压力罩	CR 罩
	1）核反应堆的紧急停止功能	核反应堆停止系统的控制棒系统	急停功能
	2）未临界维持功能（1）	核反应堆停止系统	DR/CRD 系统
	2）未临界维持功能（2）	核反应堆停止系统	SLC 系统
其他示例	7）工程安全设施及核反应堆停止系统动作信号的发生功能	安全保护系统	安全保护系统
	8）安全方面特别重要的关联功能	・应急所内电源系统、 ・控制室即其遮蔽 ・换气空调系统、 •核反应堆补机冷却水系统、 ・直流电源系统、 ・控制用压缩空气设备 （所有均与 MS-1 关联）	•应急所内电源系统、（关联系统）DG 燃料输送系统、DG 冷却系统 •控制室及其遮蔽 •应急换气空调系统、 ・应急补机冷却水系统、 ・直流电源系统、 （所有均与 MS-1 关联）

第 4-3 表 重要功能及构成系统・机器

另一方面,超出设计标准的情况下,根据事项、事态不同应对措施也有所不同,在这一层面上应对方案显得尤为重要。设定好多种情况,制定可以应对各种情况的对策。在此基础上,通过设备及步骤的标准化及规格化,构建能够进行更加系统性应对的机制。

第 4-4 图中表明了深层防护与功能的关系。构成各功能的子功能的作用分别都能够对应深层防护的各个层次。图中还举例说明,功能失灵时哪项功能会作为后备项上。前段虽能确保电源,但所有功能都要靠电源驱动,不需要电源的设备极少。当然,电源也有备用电源,功能扩展十分必要。

第4-4图 主要功能和深层防护的关系

若超出深层防护等级 3,就演变成超出设计标准的情况(事态),即深层防护等级 4 的严重事故。在该领域,对各种事态的应对都十分必要。上述内容中也提到过,但无论应对措施预想得多全面,不仅是特别重要的标准设计设备,包括灵活利用其他设备及标准设备在内的人为要素、以及软件方面的应对也很关键。若万一全部电源失灵,例如考虑到手动也可以进行电磁阀的开关操作这一点就十分重要。

4.4 运转成套设备的应对/反馈

运转设备的核安保必须结合新的发现持续修订安保措施、机制及步骤。即切实实施保证品质的PDCA。这与新发现在运转设备上的反映即与反馈相关。这里有必要对反馈的推进方式相关观念进行整理,如下所示。

4.4.1 系统安全的引入

系统安全的观点认为,基本的安保并非指确保机器本身或个别功能的完好,而是通过静态关系及动态关系评估机器、管道、其他部分的系统及系统整体,将核电站纳入到系统的整体综合安保机制中。这样一来,多台核电站布局的应对措施也纳入了具有个别发电单位及多个发电单位的核电站整体的系统安保的概念。

作为确保核能发电设备核安全的方略,引入这种“系统安全”的概念,系统地把握整体设备构成要素之间的关系,以及各系统或构成要素的功能变化,进行综合评估,保证安保非常有效。

尤其是运转设备的“系统安全”评估中有两个要点。一点是设备由实际材料、实际设备构成,明确构成机器、材料的强度等情况。另一点是,确保构造完好性及安全性的观念或判断标准依赖于评估的时间和要判断的环境。也就是说,要将时间的变化考虑在内。

从提高针对老旧设备实施的技术评估水平【参考 16】的观点出发,结合最新发现,引入材料的经年劣化导致安全余量降低的预测方法,改善预测精度。并且将设备型号及系统设计相关的安全余量的观点、构成设备系统的机器、构造、测量仪表等巡视、维修、更换相关的设备固有的保护经历考虑在内,平常运转时进一步检查事故条件中老旧设备的完好性,完善综合安全评估体系。

4.4.2 基本观点

在设备运转时间与可靠性(功能维持:功能丧失风险)的关系方面,从设计建设时起,随着时间的变化其功能也逐渐劣化,对此不仅着眼于建筑材料的劣化,还要着眼于上述重要因素的“功能”本身,机器及系统的各种作用通过其各自的功能体现出来,评估其随时间变化劣化到何种程度,并通过功能丧失概率或包括影响在内的功能失灵风险,评估其是否满足必要的功能。此时,随时代发展会有新的发现,通过安全观念的变化或现象机制的明确,安全设计标准会发生变化。对此,切记合理应对基于评估标准的变化或安全观念设计的改革在运转设备上的体现。开发系统安全的评估方法要立足“现在”,合理进行安全评估。

从整体系统出发,对从投入使用时开始经过的时间下的(运转设备),进行功能劣化导致的功能失灵评估。这时采用当前而非设计时定下的限制值标准或安全机制进行评估,对出现的问题采取必要的对策。当然,40 年的设计寿命中基于安全观念的变化及新发现会不断进行改造,但超出设计寿命时间使用时,要针对当下的安全标准进行合理的安全评估,保证继续使用的安全性【参考 17】。

第 4-5 图表明了从设计到建设、运转的过程中,功能劣化及安全标准的变化之间的关系。

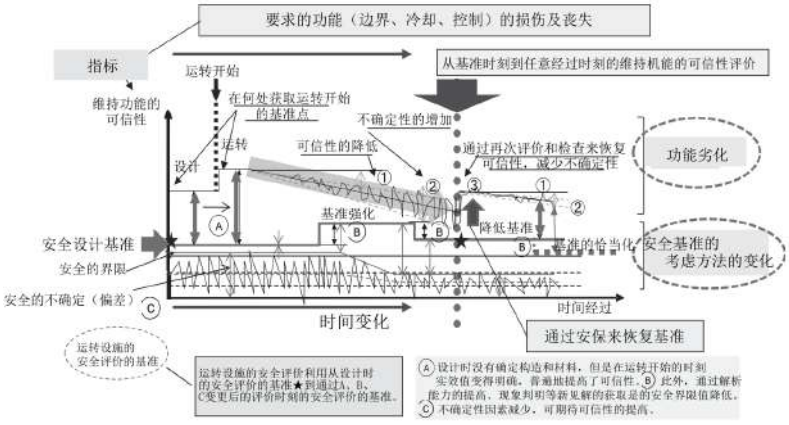


图4-5 系统安全的评价顺序

“系统安全”的评估方法,尤其是老旧设备、特别是运转设备,在设备建设完后,提供不论何时都能定量了解安全水平的机制,其概念如下所示。

首先,劣化情况如上述所示,不仅处理单纯的材料劣化情况,还结合功能评估劣化情况。进一步来

说,评估的是系统、系统功能的劣化,而非单独劣化原因的处理。重要的是，通过功能能够实现功能的定量化、及其变化的定量化。一直以来,各零件的更换及管道材料的变更、焊接方法的变更等个别的应对已经完成。这些大多数都是不随上位设计标准而变更,即并不回溯。部分会随着详细做法规格而变更,但其实际上并非安全观念的变更,也不回溯。构成核电站的许多机器、设备经常会被最新材料、设计设备所替代,远未劣化的最新品也是一样。那么,系统又是怎样的呢。

系统安全评估的重点,一是之前说的运转的某个时刻(虽然可能是任意时刻)中,评估系统功能的可信度、定量获得“核安全”的余量。另一点是评估时明确安全标准,在改变一直以来执行的标准的过程中，要变更不溯及既往的方针,将该设备的设计、制作、建设时的标准更换为评估时的标准进行评估。也就是说,这种观念适用于“backfeed（反馈）”规则。另外,第三点是以东京电力福岛第一核电站事故为戒,安全评估受到外在原因、自然灾害这种较大外力影响时,有必要对核安全的可靠性进行评估。第4-5图主要表明安全标准的界限值并不一定定量且明确。安全设计标准也同样,定量规定的情况很少。但在“核安全”领域,有必要将风险和事故的发生概率作为安全目标定量确定下来。例如,迄今为止,事故发生时的每建筑用地范围内死亡风险定为 10^{-6}/人·年以下,并且要确定不受核辐射重大影响的容许值【参考19】。进而,为保证这一点而确定功能目标,将CDF(堆芯熔融)的风险发生频率定为 10^{-5}/反应堆·年。确定最上位的界限，难点在于让全体国民形成共识(该问题于他章详述)。但是,难点在于到系统或机器、配件的设计的阶段时,按要求制定出能够直接一对一处理的标准。确定各功能的达成标准、安全设计标准之后进行设计,通过安全评估确认能否可以达到安全功能的要求更为妥当。但是,实际上难点在于明确整体安全标准与个别设计标准之间的关系,若按照一定的规则、管理标准,分别管理各领域(项目),可以达到整体的整合性。评估老旧设备时,虽然随着时间变化安全标准也会发生变化,但因未能进行整体整合性的定量评估, 运行至今从未修订个别标准。但是,实际上经过 30年、40 年后,安全标准的观念一定会发生各种变化。有必要根据对象不同进行适当的处理。尤其是明确分别处理的并非是机器单体,而是机器相关、系统构成、以及功能影响等各种关系的构成,在此基础上,综合性安全评估才是该系统的安全评估。

5 让核能安全真正安全起来

关于导致东京电力福岛第一核电站事故的直接原因,一直以来有着很多说法,针对这些直接原因的具体对策也在讨论之中。而另一方面,在思考事故本质时,有必要探讨“为何会出现如此严重的事故”的原因,也就是隐藏在直接原因背后真正的原因,提取真正的共同原因,分析给出必要的对策并具体实施。

在对事故的认识和日本确保核电安全的机制、历史的基础上,分析挖掘事故真正的原因,并给出如下对策。

5.1 从技术导入开始转换思维和对安全本质进行探究

日本的轻水反应堆型核能发电装置是1960年代从美国引进的。为了确保其安全运作,同时引进并重用了美国机械工程师学会(ASME)规格、压力容器和管道的规格等,来作为设计建设中“产品制造”实务的基础——构造强度的基准。因此在日本,比起思考方法和概念的构筑,更重视物理学、工程学等学术理论的准确创造。因为本身就是引进的核电装置,这些做法也并非无法理解,但是日本在很长时间都沿用了重视构造强度的制度。在引进核电站之后出现过很多事故,例如蒸汽发生器细管破损、应力腐蚀破裂、燃料棒损坏等等。针对这些事故的对应和解决方案,已经采取很多措施进行了分析、评估和研究,不可否认的是这些措施大大提高了核电站的安全性,同时也有助于对很多规格基准进行补充、升级。此外,日本在降低工作人员承受的辐射量、将核电站的安全水平提高到世界最高水准方面也付出了很多努力,例如改良标准、开发新型反应堆、机器系统的高度化研究等。但是,伴随着核能安全的大力投入和核电的成熟,国家研究机构和民间的人才、资源投入减少也是不争的事实,近年来,这些领域的相关措施有所欠缺。

日本对这些规模庞大的规格的学习和高度化方面投入了大量的资源,结果却忽略了实际的系统安全问题。国家对于确保“核能品质”的规格的限定,进一步加速了这一现象。将品质管理的引进扩大到作业领域,仔细确保每个机器、每个部件的安全,出台了成堆的文件,浪费了大量的劳力。

一方面,世界各国从美国 TMI 事故和前苏联切尔诺贝利事故等经验中,总结了各种各样应对重大安全事故的安全保障对策。如图 2-1 所示,美国很早便确立了概率安全评估(PSA),在 TMI 事故和切尔诺贝利事故发生后,作为PSA 的研究成果,各种安全对策稳步推进。

日本虽然开展了很多关于重大安全事故对策的实验和研究,但是对实际核反应堆中重大安全事故对策开展监管和概率安全评估的措施有所滞后,远不及欧美各国所采取的各种安全对策和研究。1990 年前后,日本与欧美国家可谓齐头并进,但是在决定由经营方自主应对后,相关举措便停滞了。

我们需要做的是,全面考虑核电站所拥有的条件,明确作为一个系统,核电站在保障核能安全方面哪些功能是必要的。这不仅仅是核能的问题,是未形成根本性安全文化的社会所面临的重要课题之一。

监管组织、地方政府、媒体的关注点往往集中在小问题上,例如“报告迟到了一个小时”等,存在将其上升到社会问题的趋势,容易用政治角度而不是技术角度来判断，这已经成为常态。在这个基础上,地方自治政府、经营方之间签有《安全协议》。根据协议,为了在保证安全的基础上进一步使居民“安心”,在国家安全审查后,据说自治政府还将单独组织专家进行二次审查,相当于形成了三重监管体系。最终导致大众忽略了对核电站而确保核能安全才是最根本的这一问题。

在安全尺度方面,很多核能产业的相关人士往往强调“计划外停止频率”。由于日本的计划外停止情况比其他国家少很多,因此有可能渐渐地将其作为证据形成了一种“绝对安全”的神话。于是,在风险评估时,人们普遍认为“没有必要对安全的东西进行风险评估”,这样一来便难以形成包括外部事象在内的严格的风险评估土壤,也没有将风险评估作为核反应堆的安全评估手段而纳入监管。安全神话形成后,导致舆论集中在直接影响设备坚固性的小问题上,从而越来越忽视确保系统核安全这一根本问题。

在确保核能安全的历史长河中,由于并没有明确区分监管机构和经营方自主行为的界限,于是他们疲于应对保守派和拿着放大镜的媒体及裁判。监管机构和经营方都打着“绝对安全”的旗号,并没有举全国之力积极采取措施来确保核能安全,这是重要的原因之一。确保核能安全是监管机构、经营方、自治政府、居民、保守派共同的目标。即便带有批判性,但只要是有价值的意见、提案,都应该坦诚地接受,通过合作寻找最佳方案，来确保核能安全。我们期待政府机构和企业能够携手,共同促进核电站的安全;另一方面,有必要严格监管核电的安全情况。虽然有着共同的目标,但明确分工也很重要。

5.2 摆脱“安全神话”与构筑围绕风险展开交流的基础

以前,核能从业者向普通民众的说明中,常常使用诸如“核电站是绝对安全的”、“绝不可能发生严重事故”这样带有“核电站的安全神话”色彩的说辞。有很多意见认为,这样的说明是导致日本应对严重事故能力不足的原因之一。

举一个具体的例子。原子能安全委员会在 JCO 事故的事后调查报告中的结论:“‘绝对安全’这种对于安全状况的过度信任是事故原因之一,有必要在承认风险的前提下努力确保安全”,在 JCO 事故十周年的 2000 年核能安全白皮书中阐述了以下内容。

“虽然很多核能从业者并不认为‘核能是绝对安全的’,但为何会制造出错误的‘安全神话’呢?有以下几点主要原因可寻。

·和其他领域相比,对高安全性要求的压力容器、安全壳等重要核能装备的设计等有着过度的信任
·对长时间未出现人员伤亡事故的安全现状过于信任
·淡忘了过去发生的事故
·追求促进核能设施建设的 PA 活动(public access=公众接受宣传活动)的简单化
·期待绝对安全

在这些背景之下,‘核能安全的实现是日常努力的结果’这一重要的事实被逐渐遗忘,人们只记得 PA 活动宣传活动时使用的这句标语:‘核能是安全的’。

但是,这极大地违背了下文将要提到的、从业者通过努力来维持和提高安全系数的‘安全文化’理念。过去的事故和故障大多因人为原因而发生,核能从业人员应时常审视、明确核能存在的风险,在合理的范围内尽可能地降低核能风险,坚持并努力确保核能安全。”

正如白皮书中指出的那样,人们已经意识到 JCO 事故的发生是因为对于人为因素(组织因素)考虑不足,但这一次暴露了对于自然灾害考虑不足的事实。

针对东京电力福岛第一核电站事故的各种调查报告中,以更加明确的形式指出了“安全神话”的负面影响。例如民间事故调查报告书【参考 3】中指出,安全神话已经扎根于核能业界、国家机构、地方自治政府、政治家等各种社会关系中,于是整个社会都不再怀疑核能的安全状况,这会阻碍发生严重事故时的对策。此外,政府事故调查报告书【参考 2】中虽然没有使用“安全神话”这样的表述,但引用了原子能安全·保安院院长的发言,认为在推进重大安全事故对策的过程中,很难推翻曾经向民众解释的过去从未发生大型事故的言论。这也证实了安全神话阻碍了发生严重事故时的对策。再者,东京电力发布的报告书《福岛核事故概述及核能安全改革方案》【参考 18】中指出,事故应对不足的根本原因是“安全意识不足”、“技术能力不足”和“沟通能力不足”,进一步探究其深层次的原因发现,“认为运营效率等是重要的经营课题”的领导层和“深信已经绝对安全”的意识引发了一系列“恶性循环”,而这些已经深深扎根于组织内部。报告特别强调,一旦承认存在风险,想要继续运作,那便不得不采取对策。然而内心拒绝展开风险对话,于是萌生了“一定会非常安全”的愿望,这些共同助长了确信核电站“已经绝对安全”的意识。这里虽没有使用“安全神话”的表述,但也表达出了如下意图,即不推翻曾经宣告过安全这样的想法会阻碍从业人员采取安全对策。

想要确保核能设备的安全,必须在自然灾害和人为因素等领域的新的科技知识、设备操作经验、安全研究成果的基础上,不断努力地验证并改进安全保障的措施,这是确保安全的基本原则。日本也从制度上规定,企业应定期开展安全复检。但是,在实际操作领域还存在着严重事故应对滞后的严重问题,这都不得不归咎于安全神话的存在。

安全神话一旦形成,即使出现怀疑态度或者需要反馈到安全保障活动的事件,这些怀疑的态度和事件越严重,人们越担心其会影响到社会对核能的接受,于是选择“迂回对待”,甚至有些情况下“无动于衷”,这些做法实际上会带来严重的安全隐患。另一方面,在核设施的建设区域,当地居民会质问企业方这些设施的建设和运转是否“安全、绝对安全”,如果没有得到“绝对安全”的回答,他们绝不会允许开工建设。

想要摆脱安全神话,需要承认风险的存在,通过真诚地采取措施换取公众对于核能安全的理解,也就是说需要努力展开真诚的风险对话。

但是,想要获得公众的理解,仅说明存在风险是不够的,还需用科学的证据解释风险是否处在可

接受的程度、该程度又是如何评估和验证的。这些解释实际上也与验证目前核电站的安全状况、认识到不足并改善安全状况的努力密不可分,需要特别注意。

5.2.1 便利和风险

任何系统(铁路、飞机、汽车等)都不可能绝对安全,公众在享受其便利的同时,难免需要承担身体、精神以及经济方面的风险。

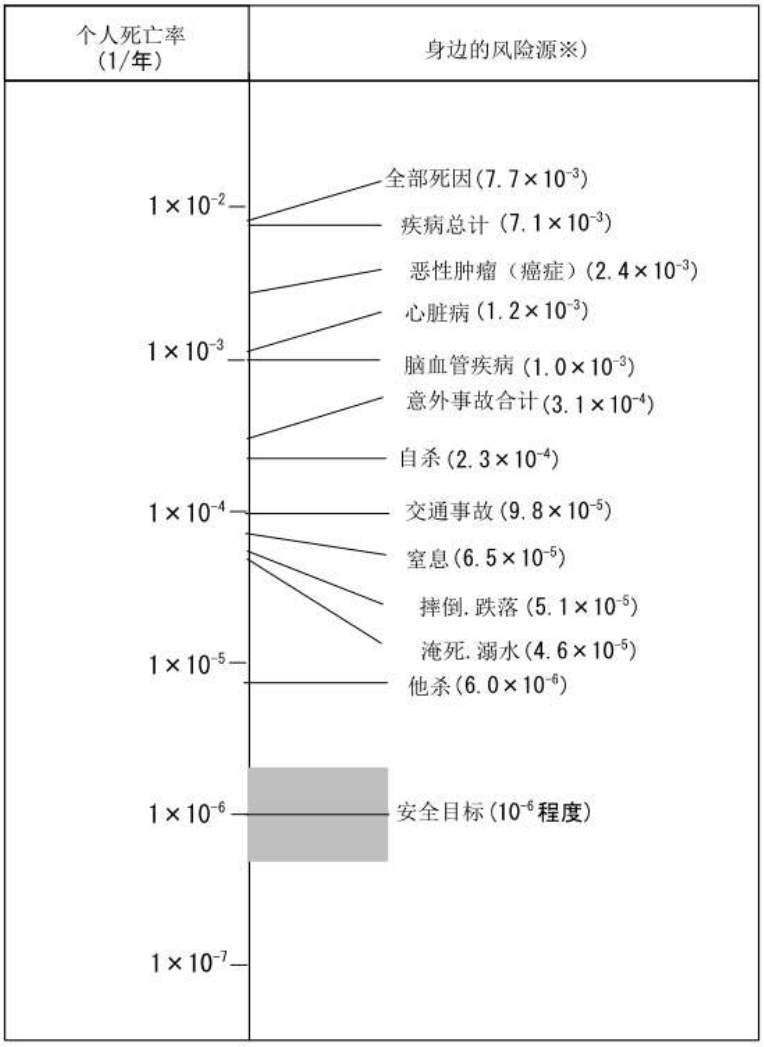
东京电力福岛第一核电站的事故让我们意识到核电事故的风险不可忽视,同时,也必须认识到其他能源生产也同样伴随着各种各样的风险。火力发电中石油的使用,存在资源分布不均和储量极限的问题,现在很多国际纷争也都围绕石油展开。这一点可以证明能源安全中风险不可忽视。燃煤导致温室化气体增多,如果不采取充分的措施,将伴随产生影响健康的颗粒物质。因此,有必要用长远且冷静的观点选择最佳能源。为此,客观评估核电风险安保费用的同时,应该对比评估其他能源的使用风险。

此外,对于核能发电,有必要向公众公布通过强化目前的安全对策,将实现怎样的安全目标。这一点将在下文阐述。

5.2.2 关于风险可接受的条件(安全目标)的讨论

核能发电与其他发电方式相比有很多优点,但是伴随着铀或者钚的原子核裂变,会产生含有放射性的核裂变产物。核裂变产物在衰变时释放热量,因此需要停止反应堆的运转并对其进行散热。此外,还需对放射性物质进行封闭处理。东京电力福岛第一核电站事故因为未能妥善处理这些问题,才给附近居民乃至国民带来了巨大的伤害。我们需要将事故的风险降到最低,那么,到底怎样才算足够安全呢?

围绕 “How safe is safe enough?”(究竟怎样才算足够安全)的问题,专家们已经展开了多次国际性讨论。许多国家以概率数值的方式确定安全标准,作为定数论制度的补充。日本也经原子能安全委员会讨论,提出了安全目标方案【参考 19】。该提案规定了安全目标的意义就是国家安全监管活动要求从业者在管理中确定事故发生概率风险的最低值,也就是说要以定量的形式明确利用核能可能出现风险的程度。此外,期待着以这些规定提高监管活动的透明性、预见性、合理性和综合性。此外,使公众知晓存在衡量风险大小的“安全目标”,可以作为有效推动国家和国民就方针、基准核定等国家核能监管活动相关政策进行意见沟通的基础。提案的目标分为定性目标、定量目标和性能目标 3 个级别。其中最高级别的定性目标规定:“必须将核能活动产生的放射线辐射以及放射性物质的扩散对公众健康产生损害的可能性控制在不主动增加公众日常生活的健康风险的范围内”。以具体数值规定定性的目标即为定量的目标,指的是“核能设施事故附近由于事故带来的公众个人平均急性死亡风险以及距离设施一定范围内的公众个人平均癌症死亡率,必须控制在每年100万分之一(10^{-6}/人·年)的程度”。这些规定的适用对象仅限核电站附近的居民。如图 5-1 规定,居民出现健康风险概率为“每年车祸死亡率的 100 分之一”,实际上这个数值远低于日常生活中可能发生的风险的概率。



※)出处：根据“人口动态统计”（厚生劳动省）2001年数据

第5-1图 对核事故的安全目标案所处位置的印象

但是,通过这次东京电力福岛第一核电站的事故，我们可以看到,安全目标不仅要包含个人死亡风险,也应同时考虑其对环境的影响,该内容将在下面的部分进行阐述。此外,图中所示的日常风险是实际统计的数字,它与安全目标的对比数值是包含不确定性因素在内的推算值,两者进行比较时,必须注意这点。

此外,性能目标指的是,为了方便判断安全目标是否合理,采用与核电站设施相关的特性指标来衡量其合理性。这里将包括内、外因事项在内(但不包括恐怖主义人为原因)的所有事故场景,规定为堆芯损伤频率为 10^{-4}/反应堆·年,安全壳损坏频率 10^{-5}/反应堆·年。这个数值不是一成不变的,而是要求“在核能设施的设计、建设、运转过程中，计划并实施切实可行的尽可能执行的低风险控制方案,使该风险不得高于每年的百万分之一。”但是，对于个别设施，基于这样的考虑计划和实行必要的对策时,并不是在风险评估结果中一旦超出每年的百万分之一,便立刻判定为不适合该目标(源自《关于安全目标调查审议状况中期汇总》,2003 年 12 月原子能安全委员会安全目标专门会议,【参考 19】)。

5.2.3 对环境污染的考虑

上述安全目标将人员死亡风险作为考量指标,但是,通过东京电力福岛第一核电站事故未发现公众受到明显的核辐射影响可以判断,辐射对生命以及健康的影响能够通过避难等防护措施大幅降低。但是,大范围的环境污染会在很长一段时间内掠夺生活在周围的居民的生活基础,给他们带来严重的影响,除污费用也加重了国民的负担。因此,有必要探讨在安全目标中增加大规模污染相关指标,以及可承受范围和程度。已经有国家将此写入国家政策中,在此介绍日本对此展开探讨的例子。

在日本国内,作为原子能安全研究协会自主研究的一环,成立了由来自产业界、研究机构等的专家组成的委员会,明确了重大事故应该考虑的相关事项,以资助新型轻水型反应堆安全壳设计为目的,提出了作为设计指南的安全壳性能目标(参考文献:《关于新型轻水型核反应堆安全壳设计中重大事故事指南》,【参考 20】)。该目标虽为规定安全壳的性能目标,但不仅是以核事故的发生为前提条件的带条件的概率,也包含了释放大规模放射性物质的频率,因此也可以当做设备整体的安全目标。

目标包括定性的目标、定量的目标和补充目标三项,如下所示。

(一)定性的目标

① 将发生需采取避难等短期防护对策的事故的可能性降到极低。

② 将发生确定产生影响的放射线辐射的可能性以及需要长期迁移住所的可能性降低到可忽视的程度。

(二)定量的目标(与上相对)

① 未满足目标 FP 保持能力(CRF-1)的概率<10^{-6}/反应堆·年。

② 未满足目标 FP 保持能力(CRF-2)的概率<10^{-7}/反应堆·年。

(三)补充目标

① 安全壳条件失效概率 CCFP 不超出 0.1(CDF<<10^{-6}/反应堆·年时,可不严格遵守这一条件)。堆芯损坏频率 CDF 不超出 10^{-5}/反应堆·年。

② 安全壳早期破损频率不超出 10^{-7}/反应堆·年。

③ 由安全壳旁路导致的堆芯损坏频率不超出 10^{-7}/反应堆·年。

在这里 FP 保持能力指的是安全壳保留因子(CRF: Containment Retention Factor),CRF=(向安全壳释放的量)/(向环境释放的量),代表的是向环境释放的核裂变产物(FP)能够减少多少的系数。CRF 的确定需要设定定性目标里对环境影响的项目中作为判断基准的辐射量标准,同时参考《核电站周边防灾对策》(1980 年 6 月 30 日,核能安全委员会决定)、ICRP Publication 41,ICRP Publication 63,IAEA Safety Series No.115-1 等,规定需要采取短期防护措施的辐射量为:实际辐射量 50mSv,儿童甲状腺辐射量 500mSv;需要避免可确定影响的辐射量为:外部全身辐射量 0.25Sv;作为长期迁移居所的判断基准的辐射量为实际辐射量 1Sv,辐射路径包括来自地表沉积的放射线的外部辐射以及吸入其浮游放射线的内部辐射,评估期间为 70 年。CRF 就是基于这些判断标准和核反应堆内部 FP 的量规定的设备整体的系数,根据 FP 形态的不同,按照稀有气体、气状碘、粒状物质分别进行了规定。简单来说,②中的 CRF 指的是:以在日本较多的 110 万千瓦级轻水反应堆中,土壤污染主要物质铯(Cs^{137})(半衰期约 30 年)为例,通常运转时核反应堆中的铯含量(约 2×10^{17} 贝克勒尔(Bq)中,释放约 800 分之一(排气筒放出)到 4500 分

之一(地面放出)。现阶段预测东京电力福岛第一核电站释放的铯为6×10^{15}～15×10^{15}贝克勒尔(Bq)，与这个量相比,要将目标限制到这一数字的100分之一的等级。想要达到这一目标,需要维持安全壳的安全,或者强化设计,在安全壳破损时通过高性能过滤器释放。

此外,对于原子能安全研究协会制定的指南特别需要指出的是,它不仅规定了目标,还列举了评估时需要考虑的重大事故现象及其评估方法,为今后原子能规制委员会政策的制定提供了参考。但是这份指南以内部事项为对象,对外部事项的考量将成为今后的课题。

观察国外考虑环境污染而设定的安全目标的实例,其中英国和芬兰以控制大规模环境污染风险为目的,规定了“大规模释放”的定义(放射性物质从安全壳的释放量),并给出了发生频率的目标值。芬兰规定大规模释放指的是铯(Cs^{137})含量相当于100万亿贝克勒尔(10^{-14}Bq),其发生频率控制目标值为5×10^{-7}/反应堆·年。这个释放量限制与上述原子能安全研究协会的提案属于同一等级。

5.2.4 关于安全目标,需进一步探讨的问题

关于安全目标,上文分别介绍了原子能安全委员会和原子能安全研究协会的方案,接下来想探讨一下需要进一步研究的问题,对该问题有如下考虑。

在原子能安全研究协会的指导方案中,内部因素的风险被作为研究对象,但是却忽略了外部因素的风险。方案中将环境污染的频率定为10^{-7}/反应堆·年以下,但难以证明确实达到了这一较低的数值。因此,需要在考虑外部因素的基础上给出适当的数值。此外,还需探讨用于判断数值达到程度的方法、对虚假数值的处理以及对PRA未提及因素的看法。

以具体数值来定量表示风险目标最大的优势在于,它使合理且兼具平衡性的安全保障的努力成为可能,还可以将这些努力作为科学依据向国民公示。因此,无法用科学评估和低到无法验证的数值,就存在问题。应该按照当今以及不远将来的科学技术的水平,合理地提出可以适用的目标,争取得到大众的认可。虽然极低数值的验证存在困难,但通过在PRA评估阶段同时使用补充目标,使得提高目标达成的准确性成为可能。具体来讲,PRA中:

大规模放射性物质释放的频率 = 起因事件的发生频率
× 用于防止堆芯损伤的缓冲功能的失败概率
× 堆芯损伤时安全壳大规模破损条件下的概率

因此,验证PRA的结果时不仅要关注大规模释放频率的最终数值,还应示出堆芯损伤时安全壳大规模破损条件下的概率目标,验证PRA是否考虑了堆芯损伤后发生的各种各样的物理现象或严重外部因素带来的影响非常有效。上述原子能安全研究协会(3)补充目标①正是这样的实例。此外,美国核能管理委员会也在核能发电设备的模式认证中,对伴随堆芯损伤事故的放射性物质的大规模早期释放的带条件的概率判断,也采用了同样的标准。

此外,根据设施的不同,即使释放的放射性物质不会产生大规模环境污染,根据释放量制定发生频率目标也是很有意义的。例如,对于轻水型反应堆,控制堆芯损伤的发生频率目标就可以作为上述目标,对于燃料加工设施、再处理设施等核燃料循环设施，虽不会发生类似轻水型反应堆的大型灾害,即使发生,灾害程度也比较有限,因此在判断是否有必要制定重大事故对策以及应有的适当对策的基础上,参考设施的预定释放量来制定目标将会很有用。

安全目标方面,还存在如上所述这样需要探讨的课题,今后,力求灵活运用已经体现在原子能安全委员会安全目标方案和原子能安全研究协会安全壳性能目标指导方针中的日本的研究成果,针对课题进行改良的同时,就国民意识中可接受的风险到底是什么这一问题与国民展开对话,设定和灵活运用能得到大多数国民理解的安全目标,是非常重要的。

5.2.5 提供充足的信息

为了使“安全目标”和“性能目标”具有意义,其前提是对结果的意义进行充分的说明,其中包含风险评估中概率风险评估(PRA)的考虑范围和不确定性。例如上述安全目标方案中,作为起因因素,要求考虑的不仅包含内部因素,还包括外部因素。东京电力福岛第一核电站事故暴露出如果没有实行考虑了无法预料的地震、海啸等外部因素的 PRA、没有在全面把握事态的基础上进行风险评估的话,对比评估结果和安全目标也就失去了意义。未来在向国民解释风险时,应明确考虑的范围,明确范围以外的风险主要原因的评估方针;就如何看待其他风险进行说明,进一步地,在由于评估方法不确定性较大而难以判断是否能够满足安全目标时,提供“合理地考虑,究竟付出多大程度的努力就可以达成目标”等信息也非常重要,否则很难就风险接受程度达成一致意见。

此外,对风险评估工作进行说明与使国民理解监管机构、企业方采取的具体对策的意义和其轻重是互为表里的关系,应同步展开。

5.3 作为科学家・技术人员的作用和责任

核能相关人士应该再次审视既有的核能风险、明确该风险、继续努力确保核能安全,以合理的方式将该风险降到最低。企业方、监管机构自不必说,科学家、技术人员也被赋予了这样的义务。一直以来,核能相关科学家、技术人员与业界专家同仁都有学术交流,但由于疏于向广大国民提供核能风险相关信息、与国民进行交流和采取积极的举措,其结果就导致了安全神话的形成并产生一系列负面影响,核能科学家和技术人员应对此深刻反思。特别是对于风险的认识和对策,核能相关科学家、技术人员不仅应该站在自己的立场上勤勉诚实地负起责任,还应该积极地向企业方、监管机构以及广大国民进行说明情况。也就是说,对于企业方和监管机构,科学家、技术人员应该指出新的认识对风险的影响并促进讨论、验证安全性说明的理论,围绕存疑的地方展开讨论,防止新的安全神话的形成。对于国民,有必要以通俗易懂的语言,就风险评估和管理的现状、新认识的意义、对策情况、安全目标的意义等进行说明。这些努力对国内形成核能相关共识的基础有着非常重要的意义。

但是,毕竟每个个人的努力是有限的,因此需要一个组织将科学家、技术人员的努力合力并强化。我们期待学会等发挥组织作用。为了形成风险共识,强烈建议建立一个使学会、学术会议等学术团体与国民展开对话的交流平台。

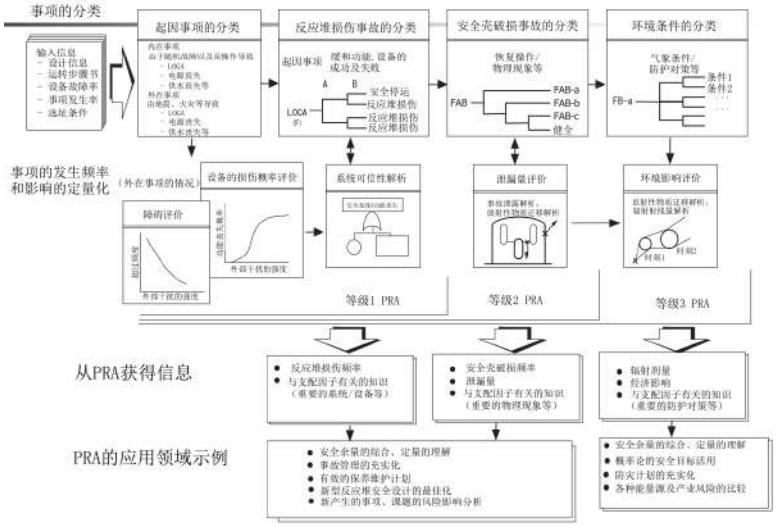
6 防止发生严重事故的应对举措

6.1 灵活运用风险信息

在原子能设施的安全保障方面，绝不允许意外发生。应全面彻底地预设并研讨由自然灾害、人为原因、内部原因等引发的事故及相应对策,并必须构建好实现这一目标的架构。为此,应该使该架构成为这样的架构,即在吸取东京电力福岛第一核电站事故教训的基础上,进行彻底反思,努力完善深层防护 4 级的事故管理与 5 级的防灾对策,在对策实施之后也持续对新知识、新研究成果进行分析,提取出其中的重要见解,并使其得到反映。这就需要一种包含了事故的广泛诱因、事故管理乃至防灾在内的综合性评估手法。灵活运用概率风险评估(PRA)及由此所获得的风险信息就是该综合性评估手法的极为有效的手段之一,应该促进这一方法的灵活运用。

关于 PRA 也有反对意见，其理由诸如“因 PRA 有不确定性无法使用”、“在向公众说明方面,概率很难理解”、“会被理解为即便概率很小但也会发生事故”等。但是,引发这些反对的原因之一在于公众对于 PRA 的含义及其使用方法没有形成共识。为此,以下将对 PRA 的含义及使用方法进行说明。

PRA 是指系统地梳理某一设施可能发生事故的场景,通过评估其发生频率及影响大小来表示设备安全对公众的风险大小的安全评估方法。核电站 PRA 根据其评估范围分为:对损坏至堆芯的事故场景的分析及对其发生频率进行评估的 1 级 PRA、对损坏至安全壳的事故场景的分析及发生频率进行评估及对环境中放射性物质泄漏量(Source Term)进行评估的 2 级 PRA、对环境影响进行评估的 3 级 PRA。1-3 级 PRA 的顺序及应用领域的例子如图 6-1 所示。(注:这里所说的 1-3 级与深层防护的 1-3 级不同。)



第6-1图 概率论的风险评估方法及应用领域示例

通过 PRA,将未曾经历过的情景也考虑在内,可以从风险的角度预见重要的事故场景,明确安全对策中的相对性疏漏,从而强化对策。这就是 PRA 最基本的使用方法,也是 PRA 在严重事故对策中所占地位重要的原因所在。此外,在平时,维持・提高关乎安全的设备的可靠性以及操作员应对事故的能力很重要,在复杂的安全设备中,哪个机器或系统对于安全保障重要、何种运行操作对于防止事故或减小影响重要等事项,可以得到定量的知识。通过参考这些知识,可以修补设计上的疏漏、削减无用的安全设备,在保养管理时可将资源优先分配给重要性更高的机器等,不仅可以确保・提升安全性,也可以降低成本。此外,记录平时设备发生故障和事故的情况,将其反映到 PRA 的机器故障率中,可以对设备可靠性的变化趋势进行监管。在这些活动中,监管机构或经营者设定概率性安全目标,为了满足这一目标可以设定维持设备可靠性的管理目标,可以制定出高度科学合理的保障活动计划。事故或故障进一步恶化导致严重事故发生时,会发生超出设备设计预想的物理现象,设备要承受温度・压力的负荷,从深层防护的角度,针对这种状况,对现实情况下究竟能够承受到何种程度进行评估,提前准备好合理且可操作的对策十分重要。这时,2 级 PRA 的方法和结果作为探讨的工具十分有效。依据概率性的安全目标,也应探讨设定在严重事故发生时,关于设备耐受性的性能目标。

除此之外,关于防灾计划,此次事故得出的教训是日常中针对具体的严重事故情景的整备・强化预

定计划十分重要,为此就需要充分考虑到各种情景发生的可能性,提前探讨有效的防护对策,对此 3 级 PRA 是有效的工具。

至于“因为 PRA 具有不确定性所以无法使用”等负面评论，是因为他们想通过作为 PRA 结果的堆芯损坏频率及安全壳破损频率等数值来判断一个设施是否绝对安全,即他们是出于目的来考虑 PRA 的使用的。日本所公布的 PRA 的考虑范围目前只有内部原因及地震,关于应对海啸、火灾、溢水等起因的 PRA，目前还处于方法完善和适用的阶段。即便完成了,评估结果也存在不确定性,也会有 PRA 考虑不到的情景,很明显不能只凭数值来断定。但是,从 PRA 可以得出很多对监管方面的想法和决定有用信息。比如,超出设计基准的地震发生频率如何?其不确定性如何?这种地震的风险是什么?这种地震发生时所导致的事故场景是什么等半定量性的信息。通过实施这些评估,即便对于超出经验范围的外在诱因情景,虽然无法断言发生的可能性极低,但仍可根据客观的指标进行探讨,为经营者及监管机构提供确认其判断依据的有用的信息。

PRA 的技术不只是外在事项的评估方法,在内在事项方面,人机交互系统、数字系统可靠性的评估、共因故障的定量性评估等方面,方法改良及数据库配备方面也存在不少课题,但不应以此为理由拖延 PRA 的实施,在认识到考虑范围的局限性的基础上活用这一技术十分重要。2 级与 3 级 PRA 所推断的各种情况下重大事故的发生概率及灾害的严重程度,对外公布也十分重要。

东京电力福岛第一核电站事故发生后,在提交给 IAEA 机构会议的政府报告书中写到,教训(27)风险管理中关于有效利用概率安全评估方法(PSA),“在对原子能发电设施降低风险的举措进行系统的探讨后,至今 PSA 远未被有效利用。此外,PSA 对于大规模的海啸等罕见场景进行定量评估还比较困难,伴有相当程度的不确定性, 也没有做出足够的努力提高可靠性,明确上述风险的不确定性等。因此,今后要在不确定性相关知识的基础上,积极且迅速地运用 PSA,以其为基础制定包含事故管理有效对策的安全促进对策。”(注:PSA 与 PRA 是同义词,此处依照原文)。难道不应该灵活运用这一教训吗?

6.2 对严重事故的应对

回顾第 4 章中所提及的 IAEA 的深层防护的对应,正如文中所述,安全保障在于设计基准和应对超出设计基准的事态发生时的事故管理。

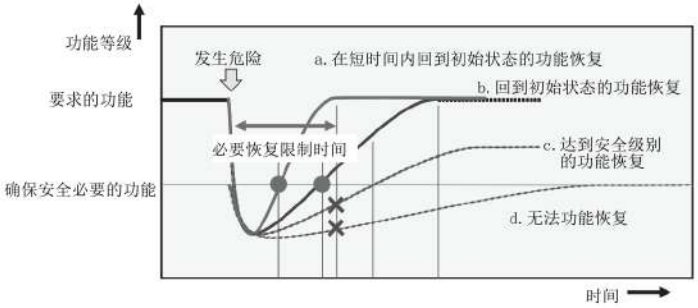
如果通过设计来防止严重事故发生的话,设备越复杂,明确系统中各部分的相互关联就越为重要。事故与其应对事态的变化十分复杂。因此,必须要构建第 4 章所述的考虑到系统的统合性安全评估机制。据此,从设计到运营的后续领域的安全保障才会大大进步。一方面,如果单纯为了强化安全保障而只简单地严格要求设计基准的话,其结果很可能对安全无益。所谓设计基准,是在基准范围内,遵守可预想到的所有事态的相关规定,即确保安全。因此,若设备份量过于重要,相比所投入的资源,可确保的安全级别并不高。尤其是针对外部事项(自然事项)的安全对策,预想何种程度的外部事项来作为设计基准等,这是社会共识性的课题。例如,在决定地动基准时,所预想的地动大小是以过去记录中的地动的范围为基准吗?扩大到何种程度?断层评价亦是如此。即便是发生概率很小的事项,也要有与之相应的风险抑制方法,合理设定基准、评估残存风险、讨论降低风险的对策,按照社会共识制定对策是比较妥当的。

其中,应对超出设计基准的情况也很重要。虽然是重大事故(Severe Accident)领域,但通过事故管理,该领域的对应基本可以将其控制在严重事故的事态以下。此次东京电力福岛第一核电站事故这种千年一遇的事态也有可能发生。在这一事态的应对方面, 比如此次海啸的事态一样, 最好考虑应对海啸发生的机制。今后, 在关于应对同类巨大地震或应对地震与海啸同时发生等方面, 最好考虑同类情景基础上的应对方法, 准备好设备和相应流程。即, 关于超出设计基准的事态, 要考虑更多的情景, 最好要准备能应对所有情景的措施、事故管理对策及事故管理流程。而且, 可以预见由于相关流程种类繁多、涉及面广, 上述流程的整理工作必然相当繁琐, 必须要考虑操作人员的教育、培训问题等, 开发可自动进行事态判断和使对策流程指示机械化的计算机系统, 作为人的能力和判断之外的帮助与补充。

为此, 还需要引进最新的信息技术(IT)。在严重事故管理中, 必须要培养主导管理的人才。还应当将常设专门职位(核反应堆负责技术人员)法制化, 这些职位的工作人员是不仅掌握堆芯的状况, 还能根据理论推测等做出合适判断的高级人才和专业人员。在其基础上, 也要提高操作人员的水平, 期待通过上述的机械化使得共享信息、共同行动成为可能, 最终谋求管理的统一。

进而,在事故发生时,为防止发展成为重大事故(严重事故),寻求恢复、确保安全的手段,柔性(Resilience)是十分重要的应对方式。这是在事故发生之前就提前准备好方法、流程甚至必要的设备,把握事态迅速做出恰当应对的策略。将其体系化就成为柔性工程(Resilience Engineering)。

预想事故而进行应对,就是恢复在事故中丧失掉的机能。在核电站,防止堆芯严重损坏·熔融的最低限度的系统机能恢复运作的复原时间有所限制。在这一时间内,将哪一机能恢复到何种程度,需要通过事故管理来实现。因此,重要的因素包括必要的安全机能的等级与到达这一等级所需的时间。



第6-2图 根据柔性工程的AM对策

应对因危险发生导致的机能降低或机能丧失,不是单纯应对危险的大小,而是评估系统的恢复能力,为使必要的安全机能恢复而提示相应方法和评估方法,这才是柔性工程。像这样将管理体系化,针对核能安全的贡献可以定量评估,这是很必要的。

也即,具体的管理事例如下:

① 针对必要的机器,准备多重、多样的代替手段

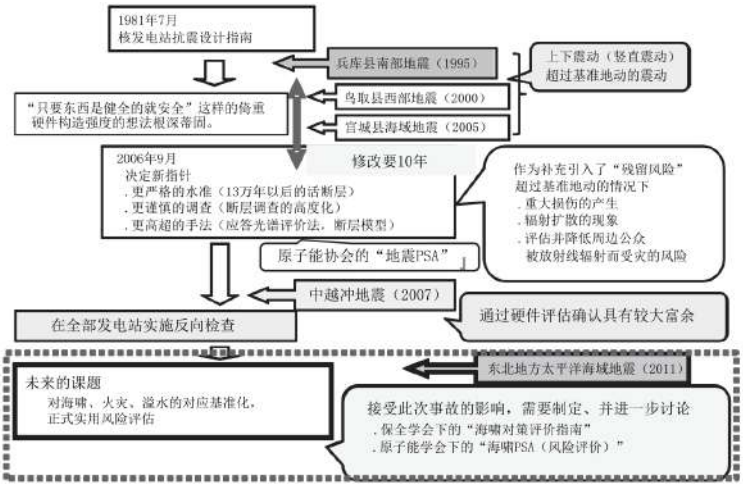
② 在系统方面,所需机能可通过其他系统替代

③ 演练及适合的指南、机器替代人、采用自动化机器替代人来确保安全

在系统整体方面,把握将哪个机能到何时为止恢复到何种程度,辨别好这个十分重要。

6.3 领导力和任务的分担、责任的明确化以及协同合作

在日本,当制定过的规定标准、方针出现新的情况会迅速对此重新考虑,但修改规定却很难进行。如图 6-3 所示,抗震安全设计审查方针的修改花费的时间超出了 10 年。在这一领域虽然存在其特殊性,但专家委员的意见很难统一也是原因之一。1995 年在兵库县南部的人口密集地带发生了直下型地震,由此获得了关于大规模地动的相关数据,并于次年着手修改于 1981 年制定的抗震方针。此后经过了 10 年的时间,终于于 2006 年对评估用基准地动预想范围的扩大以及推算方法的重新审视、导入先前所述的“残留风险”等多项内容进行了修改。针对操作设备的应对原本是企业方查验的自主性评估,现在也依照次序在推进。因此,正因为有必要所以需紧急予以修改,但在日本有这样一种文化,即一旦决定的事情就很难修改和改善。很多人还有这样的意识,即拘泥于决定的事情,认为决定好的事情便是正确的。这难道不是阻碍修改、改正、改革的主要原因么?因此需要可负起责任的强大领导力。BackFit 问题中可以看到回避责任的体系结构。可灵活应对 BackFit 的话,安全保障一定会得到提高【参考 21】。



第6-3图 耐震基准的讨论的变迁

最重要的问题是,包括监管机构在内,各项任务的责任和责任人还不明确。国家多通过审议会的方式来处理问题。这就导致不知道该由谁肩负责任作出决定。审议会的委员是否抱有以自己的责任作出决定的自觉,这一点也不清楚。不仅是监管机构,企业方、生产方、承包作业方、学会、学术界等都负有各自的责任,对于确保“核能安全”这一目标,需要分担什么、需要负有何种责任,这些问题不够明确正是责任分配不够明确的原因之所在。这样看来,国家、监管机构的职责在哪里呢。同样,作为日本的特殊性而存在的不明确的生产方责任又在哪里呢?职责划分不够明确是事实。由此在各种举措中导致判断、决定的领导力欠缺,成为无法防止事故发生的间接原因。

新设立了原子能规制委员会·规制厅。期待原子能规制委员会、规制委员长能发挥其领导力。同时,包含该原子能规制委员会,有必要明确产官学、学术协会等所有机构在确保“核能”安全方面所担负的职责与它们之间的关系、责任·责任人,希望对此展开讨论。不只有监管机构对安全保障负有责任。现在,仅仅在强调监管机构的独立性。本来,不相互勾结、也不相互孤立,通力合作,共享信息和新见解,站在对方立场交换意见不正是最重要的么?培养安全文化,搞活人才交流,强化资格制度等需要改善的地方很多。培养安全文化是全社会的问题。在第 4 章中对核能安全举措的想法部分已经进行了详细的阐述。对于存在的风险应有的举措,社会整体还未达成共识。还需要努力获得理解。这是培养安全文化的一大课题。关于人才交流有着各种各样的看法。培养监管执行方、培养被监管方、还要培养公正、公平评估的一方,在日本他们之间的交流还存在障碍。例如对于“核能安全”,如果公正地来看,全心全意地采取举措的话,无论立场如何都不会有变化,而为什么在日本因为所属见解不同,看法、认识比较固定,以这样的视角来评价别人,就导致了目前的状况。这不仅限于核能,这是日本社会构造的问题,也是日本人一大毛病。这样就不会培养出拥有广阔视野的人才。如果不能推动人才流动和培养的流动,就无法培养出拥有应对各种事态的能力的人才。此次事故的重要教训就是我们需要这样的人才。

因此,通过此次事故的应对可以看到,作为资格制度,有必要设置防止严重事故的专门职位，作为严重事故对应者。同时,为了提高所有操作人员的资质与能力,进行充分的教育与演练是很重要的。在此基础上,所选出的人才,要考虑核电发电装置的复杂性与风险,有必要明确负有重大责任的位置的职责。

7 在预防严重事故方面应考虑的具体事项

7.1 针对应该设想事项的风险评估

针对导致严重事故发生的事故顺序(场景)及风险进行研究,这对于预防严重事故的发生以至于在无法防止事故发生的情况下商讨事故的缓解措施方面，都是极其重要的。

探讨因内部事项最终导致严重事故发生的事故顺序,从有关事故管理讨论的初期阶段就开始实施了。但是,在近年概率风险评估(PRA)方法的进展的基础上,运营方应继续进行重要事故顺序的提取、分组,立足于每个不同设备的特征来实施 PRA,并向监管机构报告应对措施。其中,也应探讨针对包括因内部火灾、网络攻击造成的事故顺序(作为恐怖袭击对策而公布并记录的)等。

关于因外部事项(自然现象、人为现象)最终导致严重事故发生前的事故顺序,虽说已经开展了地震 PRA,在东京电力福岛第一核电站事故发生后也开展了关于海啸的探讨,但是包括内部溢水 PRA 等在内的探究还远远算不上充分,基于其他起因事项的事故顺序远未确立。此外,还存在因具体情况不同而实施有困难或者可靠性不高的情况。对于这些外部事项,实施事件树分析对其影响进行评估,活用从内部事项起因的事故顺序所获得的知识并进行综合评估,也是很理想的。

毋庸置疑,监管机构对以下事项的确认负有责任,即充分研究和评估企业方的评估内容及评估结果及基于此开展的事故管理,防止堆芯损伤,即使一旦发生堆芯损伤,也将其影响控制在最小范围内。为此,监管机构有必要制定明确的安全目标或者监管用判断基准。

7.2 诱发严重事故发生的内部事项

一直以来,可导致堆芯损伤事故发生的内部事项,在 BWR 方面,有严重断裂 LOCA、外部电源失灵、急停失败、失去供水、轻微断裂 LOCA、过渡事项、高压冷却剂注入系统失灵、低压注水系统失灵、衰变热去除系统失灵等;在 PWR 方面,严重、中度、轻微断裂 LOCA、蒸汽发生器导热管破损事故、二次配管破裂以及外部电源失灵、主供水系统功能失灵、过渡事项、ATWS 等事故顺序。而且,在事项发展的过程中,所需的工学安全设备的机能是否得以维持关系到事故顺序的发生,对于多重故障及共同要因故障需要进行充分的考量和评估。

此外,作为在东京电力福岛第一核电站事故所获得的教训,也要研究全部电源失灵事故、内部火灾、多个控制棒突出事故、网络攻击、乏燃料池冷却水缺失事故等起因事项。

7.3 诱发严重事故发生的外部事项

作为因外部事项而导致事故发生的项目,有必要对以下由于自然现象或人为事项所引发的项目进行探讨。

7.3.1 自然现象引起的项目

· 地震

虽然以超出设计基准的地动情况为对象,各设备已经进行过压力测试,仔细核查这一结果是否可以防止严重事故、以及探讨如何制定缓解政策等都是好办法。

· 海啸

以超出预想海啸浪高的情况为对象。如果防潮堤坝未能阻止海啸,露天设备的坚固性、重要建筑物的浸水对策等是研究对象。也要考虑与地震一起发生海啸的复合型灾害的情况。

· 气象的影响

设想因暴风、龙卷风造成露天设备的损坏、火灾、沙尘暴、巨浪等的影响。还要研究因包括暴风雨在内的暴雨而有可能发生的河流泛滥、洪水、泥石流、山崩、山体滑坡、悬崖塌陷等的影响。此外,也要预想因暴雪导致的负荷、雪崩、暴风雪等影响。积雪融化所导致的山崩、山体滑坡等影响也是研究对象。因雷击导致的电流的影响、因雷击导致的火灾也需考虑。此外,高温、低温(结冰)、海水水位异常上升或下降)等情况同样需要考虑。上述针对气象影响的研究不应限定考虑的范围。

· 火山活动:

因火山活动所发生的火山爆发、火山砾、火山碎屑流、熔岩流、泥石流、爆炸冲击波、火山灰、火山气体滞留等问题应予以考虑。尤其是研究火山灰对于人体呼吸系统的影响。

· 陨石掉落:

陨石掉落在原子能设施或附近,因冲击波等产生重大影响的概率极低。是否应该引入这一评估标准现在国际上还未达成共识。

· 生物学影响

因大量出现越前水母等对冷却水进水口造成的影响予以考虑。

7.3.2 因人为事项引起的项目

· 火灾、爆炸:

预想反应堆厂房外、厂区外发生的火灾、爆炸的影响。

· 船舶的碰撞、搁浅:

预想因海中或海岸附近的设施的损坏、原油泄漏导致的进水阻碍。

· 航空器坠落:

因事故引起:军用机、小型机、大型机、10^{-7} 回/反应堆·年以下不需考虑

恐怖袭击:大型机、小型机

伴随发生的火灾也应予以考虑

· 恐怖袭击造成的妨害· 破坏行为:

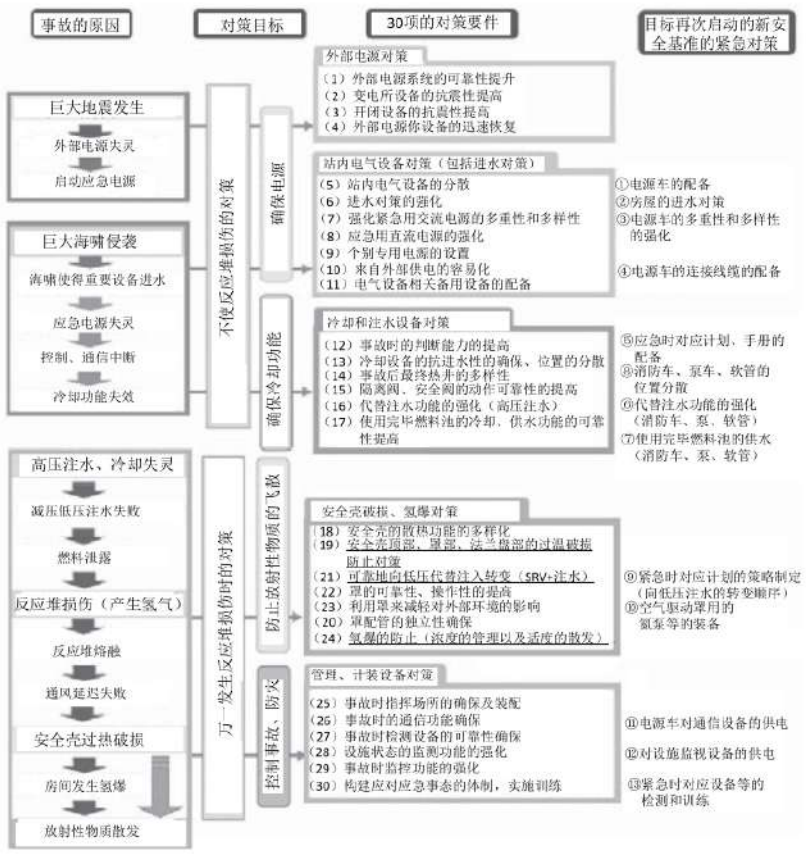
预想因炸药、汽油等产生的火灾、爆炸的妨害行为;电缆切断、中央控制室的破坏、安全方面重要设备的破坏等产生的物理影响;因毒气、传染病等对人员产生的影响,各种情况都予以考虑。

还要考虑网络犯罪等对信息网络产生影响的情况。

对发生概率极低的事项,应该在明确记载其要点的同时,考虑万一发生事故时的多种对应措施的组合,从而防止严重事故的发生或者万一发生事故的情况下减轻事故的影响。

8 对策的具体事例

这里，主要通过海啸对策的具体事例，尽管只是一部分事例，来加深理解,介绍严重事故的应对措施。图 8-1 为监管机构针对东京电力福岛第一核电站事故正在采取的对策一览表。这里,以地震・海啸为代表实例,预想日本的自然灾害给核电站造成的重大影响并制定相应对策。



第8-1图 原子能安全、保安院的事故的原因和进展相对应的30项的对策（参阅22）

8.1 反映东京电力福岛第一核电站事故教训的突发事故管理

东京电力福岛第一核电站事故(本章以下简称“东京电力福岛第一事故”)中,虽然核反应堆停止了运转,但之后因电源全部失灵而无法进行燃料冷却,最终酿成放射性物质大量泄漏的悲惨事件。保证核反应堆的冷却功能是核反应堆安全的根本性课题。并且,从防止放射性物质大规模泄漏这一环境保护的角度出发,为避免紧急情况下安全壳压力过大,推荐设置带有净化功能的安全壳通风系统(过滤通风[5])。

也就是说,防止严重事故发生及减轻其影响的最重要课题是确保包括可持续利用最终热阱在内的燃料冷却功能正常,将放射性物质泄漏到环境中的量控制在社会可接受范围内。日本国内已建的核电站以海水及大气为最终热阱,因为这些都不得不设置在建筑外,所以会受到外部因素的影响。探讨事故顺序时,在预想的自然现象、人为原因中,建筑物内部设置的安全设备能够通过提高建筑物强度、加强建筑物密封性及防水性等对策确保其功能正常。

但是,多种因素的综合影响下,切实确保包括最终热阱在内的燃料冷却功能绝非易事。与永久设备一样,利用可移动式电源或水泵、临时管线等设备从水池、河流、海洋获取冷却用水,进而经海陆空输送冷却用水及电源、燃料,能够灵活运用这些手段进行应对的相关准备以及日常演练十分有效。

包括这一观点在内,东京电力福岛第一事故发生后,原子能安全•保安院为了探究事故的具体情况,于 2012 年 2 月汇总了应纳入到今后监管中的事项,分跨 5 个领域共计 30 个项目(参照图 8-1)【参考 22】。外部电源对策(4 个项目)、核电站内电力设备对策(7 个项目)、冷却・注水设备对策(6 个项目)、安全壳破损・氢爆对策(7 个项目)、管理・仪表设备对策(6 个项目)。

这些对策多为防止不同于东京电力福岛第一事故的严重事故的发生及减轻其影响的有效对策。

这些技术性知识与对策虽然基本上是以 BWR 为中心整理,但也有很多对包括 PWR 的核电站防止严重事故发生并减轻其影响有价值的内容。用于防止严重事故发生及减轻影响的主要设备,从可靠性角度出发应，将其视为与已有安全设备相同的、具有多重性、多样性及独立性电源的永久设备。

8.2 事故教训对其他设备的启示

下面以受地震•海啸等自然灾害威胁最大的中部电力滨冈发电站(以下简称滨冈发电站)为例讨论应对措施,以之作为东京电力福岛第一事故的教训。

8.2.1 地震・海啸的评估方法

在中部电力滨冈核电站,曾发生过 1096 年震中位置在远州滩海域北纬 34° 的永长地震(M8.3)、1498 年的明应地震(M8.3)以及 1854 年的安政东海地震(M8.4)。因此,滨冈核电站的标准地动 Ss,预计比福岛第一核电站的最大加速度 800 伽还要大。并且滨冈核电站自主设定了约 1000 伽的抗震安全目标,2008 年 3 月结束了 3 号机~5 号机的加固工程。

福岛第一核电站基于 2002 年土木学会发布的《核电站海啸评估技术》,在 2009 年对高 6.1m 的海啸进行了评估。东北地区太平洋海域地震后,地震·海啸专家整合观察现象,进行了大规模地震・海啸的模拟推演,发现“沿日本海沟一侧多处断层的运动(地震规模较小)导致的级别在预想内的海啸在福岛第一核电站所在海域叠加并发展成意料之外的高度(15m)”。基于东北地区太平洋海域地震・海啸的认识,设置在中央防灾会议之下的内阁府“南海海沟超大地震模型研讨会”重新设想了比东京电力福岛第一事故此前 M8.5 更大的 M9 联动地震,探讨了评估最大等级海啸的海啸断层模型并公布了其结果。根据该模型,断层滑动量基于对 2011 年东北地区太平洋海域地震、2010 年智利地震、2004 年苏门答腊海域地震等的分析实例的调查来确定,并且,加入了产生比以往高度都高的海啸的条件,对最高等级的海啸进行了评估。依照该模型,滨冈核电站附近的海啸最大高度被评估为 T.P.(东京湾平均海面)+19 米【参照 23】。

[5] 如果发生导致堆芯严重损伤的严重事故，安全壳内空气压力和温度超过设计压力和温度的情况，必须要采取适当的对应措施。
作为其手段，可以考虑使用安全壳过滤通风设备或者安全壳空气再循环设备。

顺便说一下,与滨冈核电站相对的远州滩在 1854 年安政东海地震中发生的海啸被评为已发生海啸中最高的等级,核电站东侧的御前崎到滨名湖西侧的白须贺之间在满潮时的最大海啸痕迹高度约为 6m。并且,2003 年中央防灾会议的评估值为 T.P.+7m,可知新模型下评估值有多大。假如国家·该县·该自治团体用该模型来评估沿南海海沟不远的将来发生的联动地震引起的海啸,面对南海海沟的东海、近畿、四国、九州地区用于防灾·减灾工作的社会基础设施的维修费数额会十分巨大。因此,在制定合理的社会基础设施方案方面,使用考虑了费用效果的现实海啸模型十分必要。应将新模型作为东京电力福岛第一事故发生后核电站安全评估模型来利用。

8.2.2 电源对策

东京电力福岛第一事故之后,原子能安全·保安院制定的非常时期核电站站内电力设备紧急对策,是设置可以应对全 BWR 与 PWR 发电站发生的火灾、爆炸、台风等地震与海啸以外外部原因的高地应急大型发电机、配备电源车。并且,针对作为东京电力福岛第一事故的技术性知识所总结的对策 1~4 中的提高外部电源系统的可靠性,变电站、开关站的抗震可靠性及迅速修复相关设备,各发电站正在迅速推动改进。

中部电力滨冈核电站中,建设不受海啸影响的高地(T.P.+40m)作为专用抗震建筑,为冷却系统·燃料池冷却系统等设置超大容量气动涡轮发电机 4000kVA×6 台(各系统可以多重化,确保可供 2 周使用的燃料)。从该处经由抗震地下管道将电源线缆永久接到做好浸水对策的核反应堆建筑内上层电源盘设备上(包含切换盘)(对策 5 电源设备的分散(垂直方向及水平方向)、对策 6 加强浸水对策、对策 7 应急交流电源的多重性·多样性)。该电源系统可以通过中央控制室等远距离启动。并且在高地设置应急用电气用品建筑·应急资源机器材料仓库的同时, 分散共同供电口(对策 10 简化外部供电、对策 11 储备电力设备相关备用品),针对作为应急关键的设备与配件,建立起对其故障及损伤及时对应的体制。并且,增设与各核反应堆已有直流电源相同容量的备用直流电源(包括专用充电器)(对策 8 加强应急直流电源的对策·对策 9 设置个别专用电源)【参考 24】。现在,为了防止火灾、爆炸等,所有核电站也正在迅速推进同样的设置·配备作业。

8·2·3 防止·减轻严重事故的具体对策

东京电力福岛第一事故刚刚发生后,原子能安全·保安院对 BWR 与 PWR 核电站做出指示,使用冷却·注水、安全壳破损·氢对策等事故防止·减轻对策(对策 12~24),上述对策将应对火灾、爆炸、台风等地震·海啸以外的外部因素考虑在内,确保·配备可移动式泵、临时水泵、替代热交换器车、氢检测器等。

滨冈发电站基于东京电力福岛第一事故之后的新海啸评估模型,针对正在建设中的防洪堤(海拔 22m),预想水漫堤坝或水从取水槽溢出的情况,为确保堆芯冷却功能而在已有的露天海水取水泵周边设置防水坝(高 3m),并且,预想该海水取水泵失灵的情况,分别在各号机组新设应急海水取水设备。具体来说,在考虑了抗洪能力与防水性基础上建造的新建筑内为各号机组设置 2 台应急海水取水泵,借由海水确保堆芯冷却功能。并且,这些泵通过中央控制室等做出远程操作可以迅速启动(对策 13 确保冷却设备抗浸水性·分散设置冷却设备)。

核反应堆建筑的浸水对策是在建筑物外墙设置两重防水门·强化门。已有的应急柴油发电机等的供排气口设置通气管,在更高处设置供排气口等作为浸水对策。管道等建筑物贯通处也从防水性·抗水压性·抗震性的角度出发,使用可靠度较高的防水材料及封闭盘。这些对策可以防止包括建筑内应急柴油发电设备在内的堆芯冷却功能及燃料池冷却功能的相关设备浸水(对策 13 确保冷却设备的抗浸水性·分散设置冷却设备)。

上述加强直流电源及抗浸水性对策,可以大幅提高东京电力福岛第一事故中起作用的“由堆芯残留热量所生成的蒸汽驱动”的涡轮驱动式核反应堆隔离冷却系统(RCIC)的可靠性。并且在滨冈核电站中,已有的海水取水泵系统及新建应急海水取水泵系统不论因什么理由失灵,为使已有发动机驱动高压堆芯喷淋系统(HPCI)顺利启动,在核反应堆建筑的中间屋顶新设高压泵用空冷式热交换器。并且,实行改造工程,以替代热交换器车接替已有核反应堆残留热量消除系统(对策 14 强化最终散热器)

向核反应堆与燃料池注水的水源,除了已有的冷凝槽与冷凝储藏槽之外,在厂区高地(T.P.+30m)上设置大容量共用应急淡水储藏槽。该设备由容量 9000m³ 的混凝土储藏槽与泵机室构成,设置上述涡轮发电机驱动运转的电机驱动泵及柴油驱动泵各 1 台(多样性),可以为各号机组的核反应堆与乏燃

料池供水。加之,通过给3号机组的勘探隧道(为获取设置申请用岩盘数据而建)充满淡水,可以确保堆芯与乏燃料的冷却所需用淡水的 2 周用量(对策 16 强化替代注水功能、对策 17 提高乏燃料池的冷却·供水功能的可靠性)。

如上所述,通过实现应急电源・注水・最终热阱的多样化・多重化,可以加强作为减轻堆芯损伤影响对策的核反应堆安全壳喷淋功能(对策18)及确保安全壳顶端法兰盘的冷却功能(对策19)。并且,也将上述替代热交换器车作为减轻影响对策(对策 18 安全壳除热功能多样化)。通过这样的对策可以防止(或大幅度减轻)东京电力福岛第一事故中出现的安全壳损伤。堆芯损伤导致氢产生、放射性物质泄漏到安全壳内的情况下,用氢监测器确认氢浓度的同时,利用核反应堆建筑的氢通风口与核反应堆安全壳内喷淋・水泵进行净化,同时开启安全壳外带有净化功能的通风系统,大幅减少放射性物质向环境泄漏(对策 22 通过通风口减轻对外部环境的影响 对策 24 防止氢爆)【参考 24】。

对策 25~50 是包含堆芯损伤后减轻其影响的紧急事态的管理・测量设备对策。这些对策是将事故后反应堆内状况及堆芯状态以及周边辐射线测量等重要数据的采用,与建筑内、相关机构之间的信息交换、意见交流作为重要的教训而纳入对策之中。具体的处理方法虽在所有发电站推行,但包括测量方法的开发在内,处理方法尚存在许多问题。

不用说,这种防止严重事故发生・减轻其影响的对策的前提是,具有教育演练经验的发电站工作人员准确把握紧急事态,可以随机应变地灵活应用所有可移动设备与永久设备。

8.3 安全余量的考察与过滤排放对策

全部交流电源失灵导致电机驱动的所有泵机都无法使用,作为事故发生时预想的堆芯冷却方法,从堆芯到最终热阱的热量传送手段无法使用。此时剩下的方法就是像东京电力福岛第一核电站实施的一样,通过面向堆芯的替代注入方法降低堆芯的温度,确保蒸发的大量蒸汽排出核反应堆外的通路畅通。

本次东京电力福岛第一核电站事故中,最为犹豫的是选择海水作为替代注入手段和选择含有冷却堆芯的蒸汽(含放射性物质)的安全壳的空气直接排放到安全壳外(安全壳通风口)。利用海水向堆芯注水的话,堆芯恐怕无法作为发电设备再次使用。

现在我们试着看看本次东京电力福岛第一事故中作为事故起点的全部交流电源失灵和堆芯冷却相关措施。

PWR 中,核反应堆系统(一次系统)与涡轮系统(二次系统)通过蒸汽发生器分离开来,因二次系统不含核辐射,操作员对打开用于冷却核反应堆的蒸汽溢出阀没有心理抵触,所以容易应对。向蒸汽发生器注水是利用二次系统蒸汽驱动泵从二次系统供水线进行,通过蒸汽发生器向大气排出蒸汽,完成一次系统的自然循环,冷却堆芯。分析表明,这样一来反应堆内压力与冷却材料温度可以在半天到 1 天时间内达到稳定状态【参考 25】。进而,为了低温停止,通过消防泵注水等方式进行冷却。直流电源也失灵时,需要注意防止蒸汽驱动泵及蓄压注入系统的氮注入防止阀等的操作功能失灵。

在长期稳定地去除衰变热能方面,原来的余热去除系统(RHR 系统)很受期待。即使 RHR 热交换器及泵发生故障,因为设置在安全壳外的核反应堆辅助建筑中,所以比较容易接近,修复与更换等也相对容易。

BWR 中,根据采用的时代的不同,安全壳的形式也不相同。发生事故的东京电力福岛第一核电站的 1-4 号机组的 MarkI 型安全壳按输出的比例而言容积较小,但 MarkI 改良型安全壳中干井形状因用烧杯型(圆形)替代长颈瓶型而增加了容积。并且,还进行了改良,如通过降低核反应堆容器的相对位置提高了抗震性等。另外,MarkII 型及改良型沸水反应堆(ABWR)等将干井与湿井(SC)一体化,扩大了安全壳的容量,构造也有所不同,增加了安全余量。尤其是 ABWR 是将再循环泵内置于核反应堆容器内,消除了大口径管道断裂情况 LOCA,因安全壳与建筑构造的一体化增强了抗震性,又通过应急冷却系统的系统分离,控制显示板的简化与通过大型显示板实现操作员信息共享等各种方式完善了安全系统。正是这样进一步扩大了安全余量。

不论是 BWR,还是 PWR,所有电源失灵都无法向海水散热,所以应认识到最终的方法是边向核反应堆容器供水边向核反应堆容器外释放蒸汽热量来冷却的“Feed and Bleed”是唯一成功的方案。

针对这样的反应堆类型与形式等,个别的核电设备出现的超出设计标准情况的过渡应答各有不同,因此追加设置的安全设备自然应该以此为基础采取应对措施。并且,不单偏重设备,整理指导手册及加强教育演练同样不可或缺。

以迄今为止的情况为基础,对新标准涉及的带过滤通风口进行考察。

BWR 安全壳内的氮气为惰性气体,所以即使产生大量氢,安全壳内也不会爆炸或燃烧,安全壳的自由容积较小,所以为防止水蒸气与氢等非凝固性气体的大量产生而造成压力过大，安装了通风口装置。因此,应对严重事故时,在燃料受损后、堆芯受损前进行通风,用湿井(SC)的水对安全壳空气进行清洁,放射性碘元素及铯元素可达到 100 分之一以下。1990 年的 BWR 安全壳通风口相关文献调查中提到了,美国及德国发生的严重事故中安全壳通风口的重要性。BWR 为应对通风不及时的情况,作为突发事故管理,为保护安全壳增设了带防爆膜的抗压强化通风系统,重建为能够同时排出大量蒸汽。并且,若连通安全壳给核反应堆减压,通过消防系统给堆芯注水便相对容易,所以增设了该替代注水手段。若进行堆芯注水即可以防止燃料严重受损情况发生,还可以抑制水蒸气与氢的产生。进一步地,也可以向核反应堆容器下部的基座注水。

虽然如上所述,已经采用了设备应对方式,但因对设计目的的理解、使用步骤、演练不够充分,未灵活运用其主旨以致酿成了重大事故,对此我们表示十分遗憾。思考事故经过,给 BWR 安全壳新设带过滤气通风口作为最终对策固然非常重要,但为了落实初期阶段的核反应堆减压、堆芯注水手段,从防止堆芯熔融的角度考虑,在初期阶段给安全壳通风、给核反应堆减压也十分有用。

PWR 中,因安全壳内自由容积较大, 严重事故发生时不会仅因产生大量氢而超出安全壳的设计压力。并且, 严重事故发生时虽然会同时产生大量水蒸气与氢气,但 PWR 安全壳压力过大的原因是水蒸气,与此同时产生的氢也不易燃。但是,自由容积相对较小的带有冰冷凝器安全壳的反应堆类型中,长时间来考虑的话,安全壳冷却过程中蒸汽的分压下降、以及水在核辐射影响下分解,导致氢与氧浓度逐渐上升,会达到可燃范围,所以为实现突发事故管理而设置了可燃性气体浓度控制设备(最初的安全设计审查指导方针中有)。

作为这样自由容积较大,事故发生时保有大量水蒸气的 PWR 安全壳的减压对策,此类使水蒸气凝固的方法最为有效。因此 PWR 的严重事故对策采用的是替代注入设备而非安全壳的通风系统。PWR 的严重事故中防止安全壳压力过大的新对策是不将安全壳气体排到外部(通风),而是通过循环冷却安全壳气体,凝固蒸汽进行减压的安全壳气体再循环设备,由此可以在万一发生事故情况下减轻对环境的影响,所以可以将其作为一个有效对策纳入考虑范围。

东京电力福岛第一核电站事故中,严重的燃料受损及堆芯熔融导致产生大量水蒸气及氢等非凝固性气体,安全壳内部压力大幅超出设计压力,造成了设备受损。安全壳在短时间内大规模受损,大量放射性物质(碘、铯、锶)水蒸气及非凝固性气体同时排出核电站,给环境及居民造成极大影响。为使其具有可以降低放射性物质排出量的过滤(Filter)功能,避免压力过大导致安全壳破损,通过排出内部气体达到减压的目的,设置了带过滤器的安全壳容器通风口。该设备是保护安全壳的最终方法,为符合 5·2·3 章(对环境污染的考虑)中提到环境目标,应充分考虑这一设置。作为该过滤器的功能的示例,示出了药液与金属过滤器的组合设计。

像这样为实现备用预防措施的多样性,虽考虑设置带过滤器的安全壳通风口,但如上所述,若将其作为突发事故管理的最终方法,以之前的研究讨论、反应堆类型不同导致的安全壳形式的差别为基础,应详细研究讨论事故进展初期阶段中对减轻安全壳压力的方法的必要性、有效性与对安全性的影响。

重要的是站在地区居民的立场上,建立可靠性高、令人安心的系统,不论怎样都不会造成令周边居民不能容忍的核辐射以及环境污染。

8.4 各国事例

8.4.1 国外设计标准中考虑到的外部因素

IAEA: 将发生频率与可能产生的有害影响降低到最低限度在抗震设计中避免 Cliff Edge 效应

美国: 从历史性数据来看最严重的情况

龙卷风风速 10^{-7}/年以下的不在设计标准考虑范围之内

英国: 全部发生频率不到 10^{-7}/年的不在考虑范围之内

法国: 硬芯(Hardened Core)的建设要求(2012 年 6 月)

即使对于例外规模的自然现象及电源长时间失灵的情况,确保建设坚实可靠的组织及建筑,防止伴随堆芯熔融的事故发生或限制其进一步发展,限制大规模放射性物质泄漏。

8.4.2 国外飞机冲撞(事故)

美国: 核反应堆布局标准(10CFR Part100)中,发生频率超出 10^{-7}/反应堆·年时纳入设计考虑范围

但是,同时发生多次恐怖袭击后,在爆炸、火灾导致设备大规模受损的情况下,就被要求制定并实施维持或修复堆芯冷却、安全壳及乏燃料池冷却能力的战略(暂定措施命令 B.5.b 之后联邦规定)

并且,对于新设的反应堆,要求制定大型飞机冲撞的应对措施。

德国、瑞士:经历了 1970 年代末的军用飞机坠落事故后,将军用飞机冲撞事项作为设计基准事故来评价。作为对策,将防备飞机冲撞所用的应急电源系统、余热去除系统等的安全相关设备从空间上、物理上都长距离分散放置。此外,这些措施也作为已有设备对应的 Backfit 设备。

法国、芬兰:对新设的反应堆要考虑大型飞机冲撞的情况。(EPR)

8.4.3 国外飞机冲撞(含恐怖袭击)

英国:在赛兹韦尔 B 核电站(1988 年动工),作为对包含有预谋的飞机冲撞的对应措施,采用了加强代替空冷式预备最终散热装置等的散热系统、设置二重安全壳、在独立建筑内分散设置电源和第二控制室等措施。
美国:同时发生多次恐怖袭击后,在爆炸、火灾导致设备大规模受损的情况下,被要求制定并实施维持或修复堆芯冷却、安全壳及乏燃料池冷却能力的战略(暂定措施命令 B.5.b 之后联邦规定)
并且,对于新设的反应堆,要求制定大型飞机冲撞的应对措施。

8.5 原子能安全・保安院的对策对海啸以外情况的可用性及今后的课题

当然，如 8.1 章所示那样的原子能安全・保安院的 30 项对策也可以作为防止、减轻海啸以外 7 章中所提到的自然现象及人为因素造成的严重事故的应对措施而加以使用。例如,即便是原子能规制委员会已作为反恐对策纳入监管事项,以下与美国的反恐对策一样的应对方式也十分有效。美国核监管委员会于 2001 年 9 月 11 日刚发生之后,就用最新的构造解析及火灾解析技术评估了通过大型班机实施恐怖袭击的可能性,包括火灾在内的物理性冲击及放射性物质泄漏到环境中的可能性,确认了核反应堆受损、放射性物质泄漏的可能性很低。此外,以进一步降低核电站风险为目的,要求各核电站工作人员遵守以下名为“B.5.b”的对策:包括超出设计标准的飞机冲撞影响在内的各种原因导致的大规模火灾及爆炸中,即便发生设施大规模失灵的情况,也应充分利用容易使用的方法,采取事故缓和对策维持并恢复核反应堆冷却、安全壳及乏燃料池冷却功能。
该“B.5.b”要求,从 30 项对策的观点来说,是要求“利用可移动式电源・供水・热交换器设备及受过教育・演练的人才等容易调用的资源来灵活地维持或修复实际的冷却功能的对策”。2003 年左右,美国对包括日本在内拥有核电站的国家,秘密通知了这一内容(因为作为反恐对策)。日本在东京电力福岛第一核事故后也开始渐渐准备针对包括该通知内容在内,有可能发生火灾、爆炸、功能失灵等情况的紧急对策。

当时的原子能安全・保安院却未将上述美国的通知与国家・核能界的“心甘情愿地接受绝对安全观念的惰性”相结合,没有抓住综合降低核电站风险的大好机会。例如,以 2004 年造成 22 万人以上遇难者的苏门答腊岛海域地震与因长期使用造成的变压器(重要度低)火灾而受人关注的 2007 年中越海域地震为基础,作为针对紧急情况下发生的海啸・火灾・爆炸等外部原因的综合风险降低对策,针对预想的情况及情况发展,若向各发电站推荐配备以该低成本灵活应对的可移动设备组,东京电力福岛第一核电站事故的结果很有可能会迥然不同。顺道提及,同样是地震多发地的台湾在 1999 年经历的 M7.6 地震中,由于收到了美国的通知,在“3.11”之前已经做好了包括准备大容量水源在内的此类降低综合性风险的对策。尽管有些晚了,但日本原子能规制委员会正在将可以应对海啸等外部原因的相当于“B.5.b 项”的反恐对策纳入到监管要求中。
日本自然灾害风险较大,不仅是地震・海啸的风险,也有必要准备对策,建立体制应对一直以来发生在视野范围内的飞机坠落事件及龙卷风、陨石坠落事故、大规模火山爆发及恐怖袭击导致的妨碍行为。

自不必说,30 个项目中的大部分对策都是硬性要求。
东京电力福岛第一核电站事故之后,日本国内还尚未进行反映过去历史情况、针对核辐射风险本质的讨论,最终仅有让国民容易理解的硬性安全对策继续存在。不得不说,东京电力福岛第一核电站事故以后这样的现实情况与 5,1 章所述核电站的安全尺度方面利用“与外国相比日本核反应堆计划外的停止频率”相同。第 4 章到第 6 章论述的观点中,在从硬件软件两个方面提高日本核能发电的安全性方面,国家、核能界明确认识责任分担、发挥各自作用应对事故十分重要。严重事故应对措施的基础是管理(软件),从事故领域以及东京电力福岛第一事故的经验来看,其实从许多其他事故调查分析中所获得的认识都是一致的。如何规范化管理,核电站的运营是否充分实行了安保机制，这些都是今后重要的课题。从本次事故的应对中能明确的是,即使没有发展成严重事故,确保设备安全运转的是现场操作员,万一发生事故,必须直接处理设备问题的是操作员、核电站(站点)负责人、所长。因此,建立一个平日维持并提高这些人才的事故处理应对能力的机制，也是国家原子能监管及政策方面的重要课题。

并且,包括防灾中紧急情况下自卫队的帮助,旨在确保核安全的信息透明的组织、跨越理学与工学专业领域间的有效合作也十分必要。

9 建议

第一,参考日本原子能学会《有关核能安全基本思考第一篇 核能安全的目的和基本原则》,制定核能安全基本理念,并与包括各地方政府在内的所有核能相关人士共享,做到各司其职，这非常重要。

第二,理解“深层防护”理念的同时,重视功能性深层防护设计,构建安全保障体系,这同样适用于运转设备方面。对于超出设计标准的事故,除了构筑能够应对各种事故进展场景的事故管理体系,还有必要经常学习新的知识,保证及时采取有效的应对措施。

第三,事故管理对策要求引入弹性力学的概念,也就是说事故后的对策需考虑重要的恢复能力,并以想象力为前提构筑恢复体系、制定各种操作指南。利用信息技术指导复杂的操作指南,这对于对策的顺利开展非常重要。

第四,人才培养有各种各样的方法,包括安全文化的培育、人才交流的活跃、资格制度的强化等。不过,经过此次事故的对应,我们认为配备能够预想面对严重事故、作为领导人指挥救灾工作的专门岗位非常重要。同时为了提高全体操作人员的水平,有必要重申核能发电设备的复杂性、风险性,明确承担重大责任的位置应有的地位、待遇和责任。

举世公认，日本核能发电的硬件设施、设备制造、设计建设的技术是世界上屈指可数的。自半世纪前引进核能发电技术后,核能产业实现了快速发展。然而,核能安全监管水平如何呢?日本为了确保能源供给,将核能发电上升为国策,决定引入核能发电,但是软件方面,在包括得到国民的理解同意和交流沟通、以及对于“核能”的认识方面并未跟上国际认识和标准,相关制度的制定也滞后。没有能够真正地确保本质上的“核能安全”,是导致出现这次事故的重要原因之一。

首先,核能发电相关的技术人员、研究人员应对此认真地进行反省,敞开胸怀投身到这里提到的新的举措中去。

放眼世界,当今唯有吸取福岛的教训,通过国际合作开展东京电力福岛第一核电站的处理和地区复兴工作,由此开展确保“核能安全”的各项举措,才是建设世界第一安全核能发电国家应做的事情。

包括有建设计划的在内,亚洲的核电站中,韩国有 31 座,中国有 40 座(有消息称中国未来计划建设 100 座甚至 200 座),印度也有 31 座,未来世界范围或将拥有 500 座以上核电站。

东京电力福岛第一核电站的事故不是日本一个国家的事情。我们必须借由这次事故,确保世界各国追求核能发电的“核能安全”。世界各国必须要分享事故经验,不让核能事故再次发生,而日本有责任与各国合作并协助开展工作。

关于现有核电站的运转,以东京电力福岛第一核电站事故带来的影响为戒,不得不对超出设计标准的严重事故领域 4 级“深层防护”做出新的对策。因此,确保大规模地震、海啸发生时有策可施,对于其他原因不得不采取 4 级对策时,各核电站应根据各自的设计、地理位置,具体问题具体分析,迅速做出准确的判断。

另外,无论采取怎样的对策,核能与其他产业一样,都无法做到绝对安全,风险依然存在。上述措施的目的在于将风险最小化,享受核电带来的便利,通过沟通换取公众理解非常重要。

下面我将提出具体要点,并附上解说供参考。

建议 1: 无论发生怎样的自然灾害和人为事故,都不能简单下定论为“意料之外”。想要确保核能安全,重要之处正在于努力保证不再出现“意料之外”。

(解说) 核能设施的安全确保绝不允许出现“意料之外”。应与监管机构、企业经营方彻底探讨自然灾害、人为事故以及内部原因导致的事故及对策,并构筑安保体系。想要避免“意料之外”,需要从多角度充分设想可能发生的意外情况。设想多个重大事故的场景、制定相应的对策、实施应急演练是避免出现“意料之外”的最好办法。

建议 2: 确立核能安全保障体系,撇开成见,修订安全保障体系运转中的安全审查方针和标准,使其达到在世界范围内也能得较高评价的水平。

(解说) 在核电站核能安全保障方面,日本应参考 IAEA 的安全标准(Saftey Standard)等,确立适合日本国情的“核能安全基本方针”,以此为基础尽快推动安全目标、性能目标体系化,尽快确立安全监管的基本方针。

另外,应吸取东京电力福岛第一核电站事故的教训,全面修订迄今为止的安全设计审查指南,同时在安全评估审查指南方面,作为针对深层防护 4 级严重事故的全新应对,必须确立该安全评价方法等。

建议 3: 所有核能相关人士都应在其发挥的作用的基础上明确认识自己的责任和义务,以确保核能安全为第一要义。特别是监管机构应该广泛听取专家意见,制定防止发生严重事故和发生严重事故时的缓和对策的基本原则。企业方要进一步制定防止和缓和严重事故的具体对策,时刻保持警惕,有效实施各项策略。

(解说) 即便发生严重事故,也应避免由于放射性物质的泄露对厂区周围居民和环境带来不能承受的影响。即,在核电站和其他核能相关设施的设计、建设、运转过程中,应时刻牢记该准则。因此,应时刻保持警醒，不断学习吸收新知识、研究成果,同时积极与核能专家进行合作。

建议 4: 国家与经营方彼此协动,此外,以作为核能专业人士的科学家、技术人员与相关的学会为核心,就核电问题与广大国民开展风险对话,推进各种活动,获取国民对核电便利和风险的理解。

(解说) 国家和经营方有责任开设平台,就核电便利和核电风险与广大国民展开对话,获得国民的持续理解。此外,作为核电专家的科学家、技术人员也应就核电带来便利的同时并非“绝对安全”和国民能够忍受何种程度的风险持续与国民展开对话。

建议 5: 监管机构的监管对象是严重事故的防止、缓和对策的计划和检查。研究对策时,应涵盖包括人员操作失误在内的所有内部因素、自然因素、人为因素引起的严重事故的情况,监管机构要与专家和经营方一道预想包括防止严重事故发生及减轻影响的多种多样设备灵活运用在内的对应措施,构建切实有效的方案和对策(事故处理)。

(解说) 监管机构对“防止发生严重事故和减轻影响而设置的设备与原有设备组合使用,充分发挥所需要的功能”进行全面检查非常重要,此外,还应有义务对这些设备进行定期检查。

建议 6: 应对严重事故的防止和缓和对策的安保功能应当考虑确保排除一般共同故障的较高可靠性,此外,还应当确保由于位置分散带来的独立性和安全功能多样化带来的独立性等。

(解说) 在排除重要安全设备和装置发生共同原因故障的可能性的同时,应该积极要求配备不同作用原理的设备，并谋求包括配置场所在内的多样性。

建议 7: 作为事故管理的具体对策示例,万一常设设备发生不能应对的事故,也能够灵活应对。为此,配备可移动式设备,移动式设备(安装在车辆上的设备)、使接口多样化等,无论发生什么样的事故都做到能够灵活应对。

(解说) 为了防止发生严重事故、减轻事故影响,有必要预想利用多种多样的设备对应的组合措施,构建切实有效的方案和策略(事故管理)。一般来说,如果预想到有可能发生严重事故的场景,就能够设计安装防止发生事故的常设设备。但是如果发生意料之外的事件,或者严重事故的情况本身与设想有所偏差的情况下,就应该配备可移动式设备和移动式设备,这是非常行之有效的做法,应该推荐使用。当然,必须提前充分确认上述方式可行。

建议 8: 经营方应该在核电站设置事故管理专门职位,职位负责人应熟悉核能发电系统、能够准确把握或推测发生事故的反应堆的状况,做出恰当的判断,指示必要操作。

(解说) 专门职位应掌握事故管理相关的专业知识和能力,在主导事故管理教育和培训的同时,能够对核电站负责人直言需要配备的必要设备和人员,发生紧急情况时可以辅佐核电站负责人,帮助其进行判断。

建议 9: 经营方应在现场一一确认的基础上编写事故管理程序手册,并以此为基础对员工进行教育,开展所有环境下的演练。

(解说) 对核能发电基础,特别是反应堆物理状况、发生事故时的反应堆情况、对待核能安全的基本看法自不必说,从事核能发电工作的职员,应努力充分了解所有设备的特性。通过导致

严重事故相关的各种各样场景的对应，对核电站相关工作人员进行教育和演练的积累不可或缺。

建议 10: 监管机构应对上述内容进全面检查、监管。此外,经营方与监管机构应各自或者通过合作,时常开展必要的修正,努力提高事故管理水平。

(解说) 监管机构规定经营方应定期(例如每隔一年)提交核电站“防止发生严重事故计划书”,对自然灾害、人为原因以及内部因素导致的事故的预想情况、对策计划、演练执行情况等进行汇报。监管机构有责任对企业的报告进行审查,制定认可对应措施的规定。此外,经营方应不局限于规定的内容,积极探索有可能导致严重事故发生的因素,并努力制定应对措施。

除此之外,监管机构每年召开事故管理专门负责人工作汇报会,以期构建监管机构、经营方、设备供应商、以及核能专家发表建议的平台,同时共享好的事例。

10 结语

正如前言部分所述,本次研讨会的召集人阿部博之表达了对东京电力福岛第一核电站事故原因持有的各种疑问和对其他核电站的安全保障问题的担忧。

国家地震调查研究推进本部以本次未能预测东北地区太平洋沿岸地震为鉴,公布了未来日本可能发生的地震引发海啸的最坏的情况。情况显示,如果东海海域、东南海域、南海海沟同时发生震动,将引发 9 级地震,并预测了地震将引发的海啸高度。国家地震调查研究推进本部同时预测了其他地区最坏的情况,全国各地的核电站正在据此修订当地的地动、海啸高度并采取相应措施。

此外,针对东京电力福岛第一核电站事故未能做到防范于未然、究竟哪里出了差错,已经在第 2 章、第 3 章针对严重事故的事前应对、事故发生时的判断、处置举措等根本性问题时提及。3 级深层防护级别的事故应对三原则“停止”、“冷却”、“关闭”是防止发生严重事故的重要前提和原则,中越海域地震时的柏崎、刈羽核电站和本次福岛第一核电站都成功做到了“停止”。这次事故的起点是“冷却”部分,也就是说冷却功能丧失引发了事故的发生。针对其后事故的进展、严重事故的防止以及一旦发生事故时的缓和对策等问题,我们立足核能安全的根本原则,在第 4 章-第 8 章进行了阐述。

最后,为了防止再次发生严重事故,我们在第 9 章中给出了建议,其中强调作为必要的对策,除了设备等硬件设施,还有软件方面,即核电站运维人员应当投入全部精力真诚面对核电安全也非常重要。

这些建议明确表示,在运用核电问题上,监管机构、经营方、设备制造商等全体核电相关组织和个人都应立足核电安全文化,站在各自的立场确保核电安全,将风险降到最低。在此基础上,就核能发电带来的便利和风险与国民展开真诚的交流,努力达成共识。

参照参考文献(文中编号所示)

1.国会事故调查 东京电力福岛核电站事故调查委员会报告书 2012 年 7 月 5 日
2.政府事故调查 东京电力福岛核电站事故调查·检证委员会 最终报告、资料合集 2012 年 7 月 23 日
3.民间事故调查 (日本重建提案(initiative))福岛核电站事故独立检证委员会报告书 2012 年 2 月 28 日
4.东京电力株式会社 福岛核能事故调查报告书 2012 年 6 月 20 日
5.原子能学会杂志 第 53 卷 第 6 期 P1-14《东日本大地震引发的核电站事故和灾害-福岛第一核电站事故原因分析和教训》 2011 年 6 月
6.原子能安全委员会《发电用轻水反应堆重大事故对策管理办法》(决定)1992 年 5 月 28 日
7.通商产业省资源能源厅资料
8.东京电力株式会社 福岛第一核电站事故管理整理报告书 2002 年 5 月
9.经济产业省原子能安全·保安院《东京电力株式会社福岛第一核电站事故技术见解(摘选)》2012 年 2 月
10.原子能灾害对策本部 报告 2011 年 9 月《针对国际核能机构的日本政府追加报告书-东京电力福岛第一核电站事故(第 2 版)》
11.原子能学会杂志 第 54 卷 第 1 期 P45-50 页、第 2 期 P52-56 页、第 3 期 P36-42 页、《核能设施概率风险评估的动向和今后的期待》2012 年 1 月、2 月、3 月
12.原子能学会杂志 第 54 卷 第 3 期 P23-27 页 2012 年 3 月
13.东京电力 原子能改革特别作业小组 福岛核电站事故总结及核能安全改革方案框架(中期报告) 2012 年 12 月 14 日
14.日本原子能学会 标准委员会 技术资料 2013 年 4 月 9 日 AESJ-SC-TR005《核能安全的基本考虑方法-第 1 辑 核能安全的目的和基本原则》
15.原子能学会 核电站地震安全特别专门委员会 2010 年 7 月发行《核电站设计和评估中的地震安全理论》
16.原子能规制厅 经年技术评估高度化事业 2012 年度报告
17.能源评论 2012 年 11 月期 《核能发电 告诉读者的课题和建议-核电站的寿命-寿命真的是 40 年吗?》
18.东京电力株式会社《福岛核电站事故综述和核能安全改革方案》 2013 年 3 月
19.原子能安全委员会安全目标专项部门会议《有关安全目标的调查审议情况中期总结》 2003 年 12 月
20.(财团)核能安全研究协会安全壳设计标准调查专门委员会《新型轻水型反应堆的反应堆安全壳设计中有关重大事故的考虑相关指南》 1999 年 4 月
21.能源评论 2012 年 12 月期 《核能发电 告诉读者的课题和建议-抗震性和抗海啸》
22.《福岛第一核电站事故概要和 30 个项目的对策》 2012 年 11 月 19 日 奈良林直、GEPR 论文
23.中部电力株式会社 《运用内阁府海啸断层模型对滨冈核电站海啸影响相关安全性评估结果》 2012 年 12 月
24.保全学会《滨冈核电站海啸应对工程》第 11 卷 第 4 期 p24-29 页 2013 年。
25.关西电力株式会社《紧急安全对策相关的实施情况汇报》(修订版、大饭核电站)2011 年 4 月

用语说明等

① 缩略语

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸水反应堆
ADS	Automatic Depressurization System	自动减压系统
AM	Accident Management	事故管理
AMG	Accident Management Guideline	事故管理指南
AOO	Anticipated Operational Occurrences	平时运转时的异常过渡变化
APWR	Advanced Pressurized Water Reactor	改良型压水反应堆
ARI	Alternative Rods Injection	替代控制棒插入
ASME	American Society of Mechanical Engineers	美国机械工程师学会
ATWS	Anticipated Transients Without Scram	未能紧急停堆的预期瞬态
BWR	Boiling Water Reactor	沸水反应堆
CAMS	Containment Atmospheric Monitoring System	安全壳空气监测系统（检出核辐射水平)
CCFP	Containment Conditional Failure Probability	安全壳条件失效概率
CDF	Core Damage Frequency	堆芯损坏频率
CR	Control Rod	控制棒
CRD	Control Rod Drive	控制棒驱动机构
CRF	Containment Retention Factor	安全壳保留因子(放射性物质的封闭)

CS	Core Spray System	堆芯喷淋系统
CST	Condensate Storage Tank	冷凝水贮槽
DBA	Design Basis Accident	设计基准事故
DBE	Design Basis Event	设计基准事项
DBH	Design Basis Hazard	设计基准风险
DD-FP	Diesel Driven Fire Pump	柴油驱动消防泵
DECs	Design Extension Conditions	设计扩展工况
D/G	Diesel Generator	柴油发电机
DW	Dry Well	除反应堆安全壳内的压力控制池（WW）之外的空间部分
ECCS	Emergency Core Cooling System	应急堆芯冷却系统
EDG	Emergency Diesel Generator	应急柴油发电机
EECW	Emergency Equipment Cooling Water System	应急设备冷却水系统
EOP	Emergency Operation Procedure	事故时运转操作手册[基于前兆]
EPR	European Pressure Reactor	欧洲压水堆
FCS	Flammability Control System	可燃性气体浓度控制系统
FP	Fission Products	核裂变产物
FPS	Fire Protection System	消防系统
GPS	Global Positioning System	全球定位系统
HF	Human Factor	人为因素
HPCI	High Pressure Coolant Injection System	高压冷却剂注入系统

HPCS	High Pressure Core Spray System	高压堆芯喷淋系统
IAEA	International Atomic Energy Agency	国际原子能机构
IC	Isolation Condenser	应急冷凝器（隔离式冷凝器）
ICRP	International Commission on Radiological Protection	国际核辐射防护委员会
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale	国际核事故评估标准（国际核事故分级表）
IRHRS	Independent Resiaual Heat Removal System	独立余热除去系统
LOCA	Loss of Coolant Accident	反应堆冷却剂丧失事故
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	独立行政法人原子能安全基盘机构组织
LOFT	Loss of Fluid Test	失水事故实验反应堆
LPCI	Low Pressure Core Injection System	低压堆芯注入系统
LPCS	Low Pressure Core Spray System	低压堆芯喷淋系统
M/C	Metal-Clad Switch Gear	高压电源盘
MCCI	Molten Core Concrete Interaction	堆芯熔融物与混凝土相互作用
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸汽隔离阀
MUWC	Make-Up Water System	冷凝水补给水系统
NEI	Nuclear Energy Institute	核能研究所（美国）
NRC	Nuclear Regulatory Commission	核管理委员会（美国）
NUREG	Nuclear Regulatory Commission Report	NRC 发行的核能相关监管文件的总称

OECD/NEA	Organization for Economic Cooperation And Development/ Nuclear Energy Agency	经济合作与发展组织/核能机构
PA	Public Acceptance	公众接收程度
PBq	Peta Becquerel	Peta 贝克勒尔 Peta=10^{15}
P/C	Power Center	低压电源盘
PCV	Primary Containment Vessel	主安全壳容器
PDCA	plan-do-check-act	计划—执行—查核—行动
PRA	Probabilistic Risk Assessment	概率风险评估
PSA	Probabilistic Safety Assessment	概率安全评估
PWR	Pressurized Water Reactor	压水型反应堆
R/B	Reactor Building	反应堆建筑
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	反应堆隔离冷却系统（反应堆堆芯隔离冷却系统）
RHR	Resiaual Heat Removal System	余热散热系统
RHRC	RHR Cooling Water System	余热散热水冷系统
RHRS	RHR Sea Water System	余热散热海水系统
RPT	Recirculation Pump Trip	再循环泵跳脱
RPV	Reactor Pressure Vessel	反应堆压力容器
SA	Severe Acciaent	重大事故（严重事故）
SAM	Severe Acciaent Management	重大事故·管理
SBO	Station Blackout	全部交流电源失灵（全厂断电）

S/C	Suppression chamber	抑压室（与 WW 相同）有别于抑压池型
SEHR	Special Emergency Heat Removal	应急除热
SFP	Spent Fuel Pool	乏燃料池
SGTS	Stand-by Gas Treatment System	应急气体处理系统
SLC	Stand−by Liquid Control System	硼酸水注入系统（应急液体控制系统）
S/P	Suppression Pool	抑压池（与 WW 相同）功能相同
SRV	Steam Safety-relief Valve	安全排气阀
TAF	Top of Active Fuel	有效燃料棒顶部
TBq	Tera Becquerel	兆贝克勒尔、兆=10^{12}
TMI	Three Mile Island	三里岛核电站
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association	西欧核监管者协会
WW	Wet Well	抑压池（与 S/P、S/C 相同）（湿井）

② 用语说明

B.5.b	美国核管理委员会为确定美国国内核电站的反恐对策规定各项义务的指导文件。记载具体事项的附件文章条款编号为(B5 条 b 项(Section B.5.b))所以将其命名为B.5.b。B.5.b中,就核电站所有电源失灵的情况,规定了准备可移动式电源等机器材料及进行演练的义务。
Cs-137	铯的放射性同位素,质量数为137。通过铀235等裂变生成,半衰期为30.1年。另一方面,质量数为134的铯的放射性同位素,Cs-134的半衰期为2.1年。
TMI 事故	1979 年 3 月 28 日,美利坚合众国东北部宾夕法尼亚州的三里岛核电站发生的重大核事故。随着核反应堆冷却材料失灵导致堆芯溶融,微量放射性物质泄漏到环境中发生事故,国际核事故分级系统(INES) 将其定为5级。
事故管理	为防止重大事故发生,以及万一发生重大事故时减轻其影响, 通过有效利用设施设计的安全余量、最初安全设计所预想的功能之外可期待的功能或为应对该事态而设置的机器等。
安全文化	实现“将核设施的安全性作为首要问题,给予与其重要性相称的关注”的组织与个人的态度与特点(应有的状态)的总和。
事件树	系统出现问题时,综合调查各项补偿安全对策是否成功起作用的树状图。
场外中心	紧急事态应急对策定点设施。1999年发生在茨城县东海村的 JCO 事故后制定的《原子力灾害特别措施法》中,为确保地区居民的安全,设立可供国家、自治体、经营者、核专家等相关人员高效探讨应急对策的场外中心。
概率安全评估	以核设施中发生的事故•故障为对象,定量评估其发生频率与影响的方法。
概率论危险	描述危险时,会按强度描述其发生频率,或按发生频率描述其强度。不论何种原因,一般来说强度越大发生频率越低。
严重事故	虽然一直以来监管机构都称为“Severe Accident”,在《原子能规制委员会设置法》中称其为“重大事故”。此处,为便于理解一般称其为“重大事故”。重大事故的定义为:“大幅超出设计标准的情况,安全设计评估预想的方法中合理的堆芯冷却或反应程度控制无法进行的状态,最终造成的堆芯严重受损”。其结果包括安全壳隔离功能显著降低导致放射性物质大量泄漏到环境中。设计基准情况指的是,在有可能导致核反应堆设施发生异常的事项中,不出现核反应堆设施安全设计中导致的堆芯损伤及放射性物质向建筑外的异常泄漏的情况。

假想事故	假想事故的定义为在设置核电站之前进行安全审查时,判断其布局条件是否合理的“核反应堆布局审查方针”中,比重大事故严重的,从技术角度来看想不到会发生的事故。该方针明确,即使发生假想事故,也不对周边民众造成显著核辐射威胁。假设放射性物质向安全壳泄漏的量相对于核反应堆内的量,轻水反应堆的稀有气体为100%,碘为50%进行评估。
Gal	CGS单位中的加速度单位。1伽定义为1秒(s)中 1厘米每秒(cm/s)的加速度。
标准地动	核设施的设计中预想到的地动。
功能性化	监管机构规定的技术标准(监管标准)是以要求的性能为中心的规定(性能规定),并可以自由选择实现方式。
Cliff Edge	发电站的一个参数出现细微偏差后,发电站的状态突然出现极大波动。
后段否定	多重防护的概念中,有意识的过低评估或不考虑后段的防护对策。
共识	达成一致。
Sabotage	玩忽职守。
残余风险	超出测定标准地动的地动对设施产生影响,导致设施出现重大损坏,设施泄漏出大量放射性物质,或导致周围民众暴露在核辐射危险下。应使其风险最小化。
Sequence	将发展情况细致化、详细化。
Severe Accident	严重事故。
手动急停	急停指的是核反应堆紧急停止(一般是控制棒在重力下落等影响下同时插入),在一定等级以上的大地震中,感知到核反应堆输出异常性上升等情况时设备会自动插入控制棒。自动急停失灵时,或操作员判断有紧急停止的必要时按下按钮同时插入控制棒称为手动急停。
深层防护	核反应堆的深层防护中,1级:防止发生异常;2级:防止异常扩大及事故更加严重;3级:防止事故扩大及减轻对环境的影响;4级: 防止严重事故,万一发生时减轻影响的对策;5级:防灾。
急停	急停指的是核反应堆紧急停止(一般是控制棒在重力下落等影响下同时插入),在一定等级以上的大地震中,感知到核反应堆输出异常性上升等情况时设备会自动插入控制棒。
Stakeholder	利益相关者。
控制棒	为控制核反应堆的输出,通过插入或取出存有核燃料的堆芯,调整输出的棒状或板状物。由可以充分吸收中子的材料制作而成。

设计扩张状态	未考虑进设计标基准事故的事故状态,核电站的设计过程中根据最优评估方法考虑,放射性物质泄露限制在容许限制值以内的事故。设计扩张状态包括重大事故。
设计基准事故 (Design Basis Accident: DBA)	一直以来的评估方针中将其定义为“事故”。规制委员会在现在提案中的新安全标准中,将“事故”称为“设计基准事故”。“设计基准事故”也没有统一的定义。本来,各设备的设计中,正如“设计基准事项”这一项中所述,设备不同设计标准事项也有所不同。然而,一方面,常从设计标准的内或外来讨论整体设施的安全。
设计基准事件 (Design Basis Event:DBE)	为进行设施及设备的安全设计及安全评估而预想的情况。一直以来的安全评估中,评估方针包括预想设施的异常状态(运转中异常的过渡变化及事故),确认设施整体的安全性能是否足够正常。并且,设计方针会预想个别安全设备的“设计基准危险”(标准地动或预想海啸)或预想的异常状态(运转中的异常过渡变化,事故及安全壳设计用预想情况),该设备会确认规定安全功能的工作情况。通过设计应对今后某个范围内的重大事故(例如,过滤排放的设置)当时预想的重大事故也是设计标准情况。
设计基准危险 (Design Basis Hazard: DBH)	设计中预想的危险防范程度的危险。DBH 的名称根据引发条件有所不同,地动方面成为“标准地动”,海啸方面称为“预想海啸高度”,恐怖袭击方面称为“设计基础威胁”。不过,即使某种引发条件超出 DBH 标准,也不会达到深层防护即级别4的情况。例如,即便发生超出标准地动的地动,除了地震计使得机器按照设计停止运转以外,设施本来具有的安全余量保证机器不发生故障时为级别 2 的情况。
前段否定	多重防护的概念中,有意识的过低评估或不考虑前段的防护对策。
预想海啸	核设施的设计中预想的海啸。原子力规制委员会(以下简称,“规制委”)在现在提案中的新安全标准里,规定海啸名称为"基准海啸", 但本报告采用之前的名称。
多重性	例如准备同种类大于所需容量的应急电源、数台机器、设置备用机器•系统,即使一个出现故障剩下的设备还可以正常运转。
多样性	例如作为使核反应堆停止运转的方法,设定插入控制棒以及注入硼酸溶液的两种方法,准备数台不同机构的设备。
切尔诺贝利事故	1986 年 4 月 26 日,前苏联切尔诺贝利核电站 4 号反应堆发生重大事故。为国际核事故分级系统(INES)规定的最严重的级别 7(重大事故)。
独立性	设计上考虑两种以上的系统或机器的环境条件及运转状态中,其功能不会因共同原因或从属原因同时受到影响。维持运转的系统与安保系统,设计成各自独立的形态,一方发生故障不会对另一方产生影响。

危险(Hazard)	各种诱因事项的程度(或强度、高度)。
Back check	回溯调查。新安全标准确定下来后，确认已有机器是否符合标准。
Backfit	吸收最新技术、知识对原有设备进行更新与改造以符合最新标准。
热阱	散热装置。
过滤排放	带过滤器的安全壳通风设备。可以将放射性物质从1/100 降低到 1/1000。湿式通气管的情况下，比例从1/10 到 1/100 的程度。
Blowout panel	预先塞在核反应堆建筑的墙壁的空洞上的板子。建筑内压力上升过大时，为避免整体建筑爆炸，具有瞬间自动打开，释放压力的构造。
Becquerel	放射性物质的放射活度单位。SI 单位制之一。每秒发生1 次放射性衰变为 1Bq。
Pedestal	核反应堆压力容器下方的空间。
通风口	分为通过安全壳下方的压力控制室的水池水进行排气的湿式通气管与直接排放到大气中的干式通气管。
Pedestal	核反应堆压力容器下方的空间。与核反应堆 Pedestal 的不同!
Melt•through	燃料发生熔融时，会向核反应堆压力容器或安全壳外泄漏。
熔融 Debris	因燃料衰变产生的热量而熔融的燃料，燃料覆盖管，燃料集合体构成部分和反应堆内构成物等大小各异的块状物。
风险	危险、不测的可能性。
堆芯喷淋系统	作为核反应堆的应急冷却装置，配置在应急堆芯冷却装置中从压力容器的上部洒水冷却堆芯。分为高压堆芯喷淋系统与低压堆芯喷淋系统。
Resilience	恢复能力、复原能力。

参考资料

1.东京电力福岛第一核电站事故相关的主要文献•报告

公布日期	制作者	报告名称
2011 年 5 月 18 日	ONR（英国核监管局）	Japanese earthquake and tsunami: Implications for tne UK nuclear industry (Interim Report)
2011 年 6 月 7 日	原子能灾害对策总部（政府))	日本政府对核安全相关的 IAEA 内阁会议的报告
2011 年 7 月 12 日	NRC（美国:核管理委员会）	基于福岛第一核电站事故相关调查成立的短期对策特别调查委员会进行的研究讨论,针对 21 世纪核反应堆安全性给出的建议 Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century (The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Danchi Accident)
2011 年 8 月 5 日	IAEA	国际原子能机构(IAEA)调查团报告
2011 年 9 月 11 日	原子能灾害对策总部(政府)	日本政府对国际原子能机构的追加报告(第 2 报)
2011 年 10 月 3 日 及 12 月 15 日	NRC	Prioritization of Recommended Actions to be taken in Response to Fukushima Lessons Learned
2011 年 10 月 11 日	ONR（英国核监管局）	日本地震与海啸:对英国核工业的影响 最终报告 Japanese earthquake and tsunami: Implications for the UK nuclear industry (Final Report) September2011
2011 年 10 月 20 日	原子能安全委员会	发电用轻水型核反应堆设施的重大事故对策
2011 年 10 月 27 日	日本原子能技术协会	东京电力(株)福岛第一核电站事故的研究讨论与对策建议(简称:产业界报告)
2011 年 10 月 28 日	Team H20 项目	从福岛第一核电站事故能得到什么教训? 中期报告
2011 年 11 月 11 日	INPO（美国:核发电运转协会）	福岛第一核电站核事故特别报告•Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Danchi Nuclear Power Station (INPO 11-005) November 2011
2011 年 12 月 2 日	东京电力	福岛核事故调查报告(中期报告)
2011 年 12 月 21 日	Team H20 项目	从福岛第一核电站事故能得到什么教训? 最终报告
2011 年 12 月 26 日	政府事故调查组	东京电力福岛核电站的事故调查•验证委员会(中期报告)
2012 年 1	ASN（法国核	法国核电站的追加安全性评估报告

月 3 日	安全监管机构)	2011.12) Complementary Sarety Assessment Report or the French Nuclear Power Plants (European “STRESS TEST”)3 January 2012
2012 年 2 月 28 日	民间事故调查组(日本重建主动权)	福岛核爆事故独立验证委员会报告
2012 年 3 月 6 日	卡内基财团(美国)	可以避免福岛事故原因何在?Why Fukushima Was Preventable
2012 年 3 月 23 日	ANS (美国核学会)	福岛第一:ANS 委员会报告 Fukushima Daiichi: ANS Committee Report (The American Nuclear Society Special Committee on Fukusnima)
2012 年 3 月 6 日	卡内基财团(美国)	可以避免福岛事故原因何在? Why Fukushima Was Preventable
2012 年 3 月 12 日	原子能安全委员会	发电用轻水型核反应堆设施的重大事故对策(发生超出预想的海啸时核反应堆设施的安保基本观点)
2012 年 3 月 22 日	原子能安全委员会	发电用轻水型核反应堆设施相关的安全审查方针及应反映到相关方针类的事项(总结)
2012 年 3 月 28 日	原子能安全•保安院	东京电力公司福岛第一核电站事故的技术性知识(中期总结)
2012 年 6 月 14 日	ASME (美国机械工程师学会)	新安全概念的构建 Forging a New Nuclear Sarety Construct (The ASME Presidential Task Force Response to Japan Nuclear Power Plant Events)
2012 年 6 月 20 日	东京电力	福岛核事故调查报告
2012 年 6 月 26 日	ASN (法国核安全监管机构)	ASN’s 2011 report on the state of nuclear sarety and radiation protection in France:“there is a before and an after fukushima”26 June 2012
2012 年 7 月 5 日	国会事故调查组	东京电力福岛核电站事故调查委员会报告
2012 年 7 月 5 日	原子能安全•保安院	核安全相关条约第 2 次特别会谈日本报告
2012 年 7 月 23 日	政府事故调查组	东京电力福岛核电站事故调查•验证委员会报告
2012 年 8 月 3 日	INPO (美国:核发电运转协会)	福岛第一•福岛第二核电站事故教训 Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Danchi Nuclear Power Station (INPO 11-005 Addendum)
2012 年 8 月 27 日	原子能安全•保安院	发电用轻水型核反应堆设施的重大事故对策规制的基本观点 (目前讨论的状况)

2012 年 9 月 18 日	原子能安全委员会	原子能安全委员会的废止:安全委员会在福岛事故发生后应对措施的总结
2013 年 2 月 6 日	原子能规制委员会	发电用轻水型核反应堆设施相关 新安全标准纲要 ① 新安全基准(设计基准)纲要 ② 新安全基准(重大事故对策)纲要 ③ 安全基准(地震•海啸)纲要

(注)本报告撰写过程并非参考或引用了上述所有文献、报告。

2.福岛第一核电站事故相关文献信息综合网站

•福岛第一核电站事故报告总结(東京大学 WEB PARK)
http://park.itc.u-tokyo.ac.jp/tkdlab/fukushimanpp/

•3.11 核事故参考文献信息((独)日本原子能研究开发机构)
http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/ird/sanko/fukushima_sanko- top.html

(注)参考了上述信息综合网站。