

原子力発電所 稼動中検査를 위한 技術基準

Rules for Inservice Inspection
of Nuclear Power Plant Components



안 회 성

〈韓國에너지研究所 原子力安全센터 研究員〉

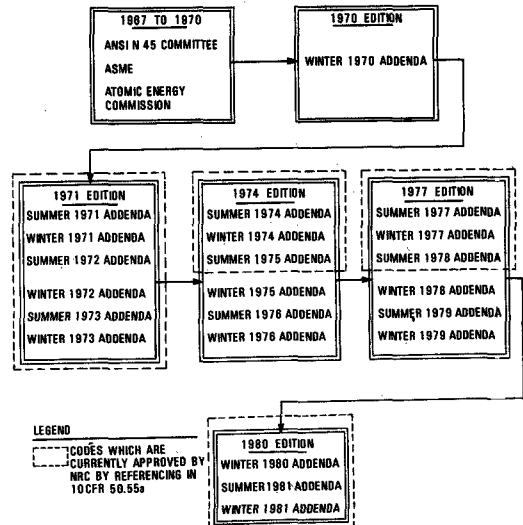
I. 序 論

原子力發電所를 보유하고 있는 各國에는 發電所의 設計, 建設 및 検査를 하는 과정에서 준수 해야 될 方法이나 規定들이 있다. 發電所의 1次계통은 고압, 고온을 받고 있고 放射能을 함유한 物質이 포함되어 있기 때문에 發電所를 稼動하기 前에 철저한 検査를 遂行하고 稼動中에 定期的인 稼動中検査를 遂行하여야 한다.

稼動中 検査 結果를 전번의 検査 結果와 比較하여 차이가 있을때는 그 原因을 分析하고 어떤 部分에 欠陥이 發生하였을 때는 적절한 조치를 취해야 한다. 稼動前検査는 후일에 遂行할 稼動中検査의 기초 資料를 提供하는 것이 目的이므로 이때의 検査方法과 조건은 앞으로 예측되는 조건과 가능한한 同一하게 하여야 한다.

ASME Section XI "Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components" (초기명칭; Rules for Inservice Inspection of Nuclear Reactor Coolant Systems) 는 Class 1, 2, 3 部品과 그의 지지부 및 Class 1, 2, 3 펌프 및 밸브들의 稼動前/稼動中 検査 要求事項에 對해 기술하고 있다. Section XI code 는 전부 3Division, 즉 Div. 1은 water-

〈表 1〉 ASME Section XI의 발간과 승인



cooled Plant, Div. 2는 gas-cooled Plant, Div. 3는 liquid metal-cooled Plant로 構成되는데 지금까지 Div. 1만이 公式的으로 發行되고 있다가 1981年度 winter addenda에 Div. 2및 Div. 3를 發行하여 美NRC로 부터 승인을 받았다. Section XI은 1970年 1月 1日에 1970edition으로 처음으로 발간되었고 1970 winter addenda만을 發行하였다. 1971edition이 나옴으로써 매 3년마다 새로운 edition을 發行하였고 1979년까지 1년에 2번씩(여름 및 겨울)의 addenda를 발간하였는데 1980年부터 겨울addenda만을 發行할것을 ASME는 計劃하였다.

II. 歷史的 배경과 稼動中檢査이념

1967年 5月 advisory committee on reactor safeguard는 AEC에게 原子力發電所의 檢査를 위해선 어느 基準이 만들어져야만 한다고 권고하였고 AEC는 AEC 内の reactor safety standard div. 과 USASI(ANSI의 전신)의 N45 subcommittee에게 이 業務를 할당하게 되었다. 1968年 스톡홀름에서 열린 국제원자력기구 會議에서 첫 초안이 만들어졌고 數次의 案과 報告書가 있은후 ASME가 1970. 1. 1에 첫 edition을 발간하였다.

Section XI의 1970 edition은 단지 primary reactor coolant sys, auxiliary 및 ECCS 에 제한하는등 그범위에 있어서 최근 edition에 比較하여 대단히 단조로왔으나 그 基本的인 檢査 개념은 1970 edition에서 確立되었다. 이 code를 만들에 있어 시도는 大衆安全과 건강에 主案을 두었고 運轉中 應力이나 中性子 조사가 심한 部分과 핵연료 교체 및 수리단계에서 접근이 가능한 몇 部品를 선택하여 檢査하며, 주로 欠陥 發生率이 높고 金屬조직이 연속성이 없으며 취약한 熔接部와 열영향부, 인접 母材의 1T(T: 모재 벽두께) 혹은 2T를 試驗대상으로 하였다.

모든 Class 1 壓力지지 熔接部는 各 部品の 稼動前상태를 기록함으로써 계속되는 稼動中檢

査와의 比較를 위하여 稼動前檢査가 要求되었다. 또한 稼動前檢査때에 使用된 試驗方法이나 技術은 稼動中檢査때에 使用될 方法이나 技術과 같아야 한다.

III. ASME Section XI code 발달에 따른 重要 변천内容

가. 1970 Edition

1970 edition은 다음의 項目들을 포함하여 계속되는 edition과 addenda에 기초를 確立하였다.

① 非破壞試驗에 필요한 각종 文書들에 대하여 發電所 所有主와 공인검사관의 책임을 정의하였다.

② 肉眼試驗을 위한 지침과 表面檢査와 體積檢査의 方法들에 대해 소개하였다.

③ 試驗을 위한 技術과 試驗結果의 評價基準에 필요되는 ASTM, ANSI 및 ASME code의 다른 Section(例, Section III)들의 참고를 제시하였다.

④ Class 1 계통의 경계를 정의 하였다.

⑤ 이 경계내에서 試驗에서 제외될 部品들에 대해 기술하였다.

⑥ Table IS-251을 만들어 各 試驗部位들을 category로 구분함으로써 10年 주기로 試驗되는 試驗범위와 빈도를 설명하였고 Table IS-261에 各 category 별로 試驗方法을 規定하였다.

⑦ 稼動前/稼動中檢査의 必要性을 要求하였다.

〈表 2〉 Section XI, 1970 Edition의 구성

IS-100	General Requirement
IS-200	Inservice Inspection
IS-300	Evaluation of Examination Results
IS-400	Repairs and Replacement
IS-500	System Hydrostatic Tests
IS-600	Records

1) winter 1970 addenda

이 addenda는 1970 edition에 Class 1계통경계, 試驗에서 제외되는 部品들에 대한 基準 및 試驗 category J 등을 明白히 하였으며 수리후 유압試驗에 대한 試驗限界를 첨가하는 등 매우 적은 범위의 變化를 보였다.

나. 1971 Edition

1970 edition의 基本的인 이념이 1971 edition에 그대로 적용되었으며 주로 행정이나 편집상에 약간의 變化를 보였을뿐 별 큰 차이는 볼 수 없다. 1971 edition의 構成 역시 1970 edition의 구성과 같다. 한가지 큰 變化는 IS-300 으로서 試驗結果는 ASME Section III 만으로 評價되어야 한다는 것이다.

1) summer 1971 addenda

IS-213.2에서 要求하는 熔接部和 인접母材에 대한 稼動前/稼動中檢査의 超音波試驗 評價基準은 100% DAC를 초과하는 모든 지시부에 대해 評價가 되어야 하며 그외의 部品에 대해선 종전의 20% DAC 基準을 그대로 적용하였다. 이는 매우 重要的 變化로써 試驗時間을 단축하는데 큰 역할을 하였다.

2) winter 1971 addenda

IS-242의 試驗計劃에 E-2와 J-2 category의 試驗에 대해 종전의 試驗計劃을 바꿔 interval의 마지막해나 마지막해 쯤에 遂行할 수 있도록 하였다.

3) winter 1972 addenda

이 addenda에서 특히 重要的 것은 Class 2 部品과 계통 (Section III, Subsection NC) 들에 대한 試驗要求事項들을 Subsection ISC로 만들어 소개했다. 이 Subsection은 Class 1 部品과 계통의 Subsection과 똑 같은 方法으로 構成되었다. IS-261의 部品試驗 項目은 USAEC Reg. Guide 1.51 "Inservice Inspection of ASME Code Class 2 and 3 Nuclear Power Plant Components" 과 壓力과 溫度에 대해 약간 다르

게 技術되었는데 즉 Reg. Guide는 계통의 Class 2 部品들과 原子炉 냉각수를 순환하는 계통들에 대해서 정상적인 原子炉 運轉중 Table ISC-261의 要求事項들을 만족하는 試驗을 하기 위해선 壓力 275 PSIG와 溫度 200°F 以上이 되어야 한다고 하였으나 이 Subsection ISC-261은 각각 225 PSIG와 250°F 以上이 되어야 한다고 規定하고 있다. Class 2의 삽입으로 檢査 대상 品目이 대폭 늘어나게 되었다.

4) summer 1973 addenda

Appendix I-ultrasonic examination (mandatory) 과 Appendix A-evaluation of flaw indications (non-mandatory) 이 Section XI에 첨가 되었으며 또한 펌프와 밸브의 稼動中檢査, 즉 IWP와 IWV의 두개의 새로운 Subsection이 발간되었다.

article IS-311 "standards for examination evaluations"가 Section XI code committee에 의해 처음으로 시도되었는데 이는 어떤 결함 지시부가 非破壞方法, 특히 超音波探傷法으로 評價되기 위한 方法과 요구조건들이 정리되고 있다. 이 IS-311은 原子炉 壓力容器에만 적용되며 기타 다른 部品들은 ASME Section III에 의해서 評價된다. 또한 原子炉 壓力容器의 超音波試驗에 IS-213.3 項目을 새로 삽입하여 原子炉를 超音波試驗하는 경우엔 이 addenda의 appendix I에 따라 試驗을 하게 함으로써 試驗의 통일성을 시도하였다. 이 addenda에서 특히 重要的 것은 IS-110의 jurisdiction을 삽입한 것으로 즉 "Section XI의 jurisdiction은 製造 당시 code의 要求事項이 만족된 후부터 시작한다" 는 것이다.

結論적으로 ASME Section XI 1971 edition과 그의 addenda들은 기대 했던대로 1970 edition 보다도 많은 變化를 보였다. 이는 곧 稼動前이나 稼動中檢査를 통해 얻은 경험이 試驗 요구조건들의 作成에 큰 도움이 되었다. 超音波欠陷 지시부를 評價함에 있어 20% DAC (1970과 1971 edition) 대신에 100% DAC (summer

1971 addenda)를 초과하는 지지부에 대한 評價의 소개는 특히 배관, 熔接部에서 重要な 지침을 만든 셈이며 또한 category A 熔接部の 지지부 評價에 대해 50% DAC의 소개 (summer 1973 addenda)까지도 역시 종전의 20% DAC보다도 code committee에 의해 취해진 重要な 조치였다. winter 1972 addenda에 Class 2 部品과 계통에 대한 試驗의 소개는 大衆의 安全과 건강에 대해 code committee의 더 큰 관심을 보여준 조치다.

다. 1974 Edition

종전의 명칭 “Rules for Inservice Inspection of Nuclear Reactor Coolant Systems”에서 “Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components”로 바뀜과 동시에 모든 format이 再構成되었다. 이는 Class 2 및 Class 3 部品の 試驗을 포함시키는데서 연유한다.

1974 edition까지 모든 edition들에 대한 공통된 問題點은 한 試驗部位가 試驗技術이나 合格 기준치들에 대해 明確한 設定이 없이 試驗 要求事項들을 提示 하고 있다는 점이다. 이런 部分은 특히 threaded stud hole들 사이의 모든 ligament 部位나 nozzle inner radius 부위, stud, nut들에서 볼 수 있다. 그러나 Section XI의 summer 1973 addenda와 1974 edition에서 해결된 것은 control rod drive partial penetration 熔接部 (category B-E)에 대하여 계통내 유압시험중에 肉眼試驗만을 要求한 점이다. 1971 edition은 이 熔接部에 대하여 體積試驗을 要求하였었다. 사실상 control rod drive 들을 장탈하지 않고 이들 partial penetration 熔接部들에 대하여 意味있는 超音波試驗을 한다는 것은 불가능하다.

1974 edition에 처음으로 Class 3 壓力지지 部品과 그들의 지지부에 대해 稼動中檢査 規則과 要求事項들을 說明하고 있는데 稼動中檢査 計

劃은 각 檢査 interval의 마지막해와 定常 運轉中이나 檢査 period의 마지막 해에 수행되는 유압시험중에 部品の 누출여부를 肉眼으로만 試驗하게 되며 地下에 묻혀 있는 部品들에 대해서도 壓力의 손실로써 누출여부를 肉眼으로 遂行한다. 또한 공칭 배관 크기가 4"를 초과하는 部品들에 대한 지지부들에 대해서도 肉眼試驗을 한다. 試驗結果의 評價基準은 준비중에 있으며 수리 절차 역시 IWB-4000의 Class-1 수리 規則을 그대로 적용토록 하였다.

1) summer 1974 addenda

試驗 category B-B (pressure vessel weld), B-C (vessel-to-flange와 head-to-flange weld), B-D (nozzle-to-shell과 nozzle-to-head weld in vessel), B-F (dissimilar metal weld), B-G-1 (pressure-retaining bolting), B-I-1 (RPV cladding)과 B-I-2 (cladding on vessels other than RPV)에 대하여 合格기준치가 이 addenda의 IWB-3517에 정의 되고 있는데 cladding의 예를 보면 지지부의 깊이가 稼動前檢査에선 3/32"이하, 稼動中檢査에선 1/8" 이하로 規定하고 있으며 이 깊이를 결정하는데 있어 cladding을 그리인딩 하거나 연마하는 方法이 使用될 수 있다고 하였으나 精確한 測定을 하기엔 問題點으로 남

〈表 3〉 Section XI, 1974 Edition의 구성

<u>Division 1</u>	
<u>Subsections</u>	
Subsection IWA	General Requirements
	IWB Requirements for class 1 Components
Subsection IWC	Requirements for class 2 Components
Subsection IWD	Requirements for class 3 Components
Subsection IWP	Inservice Testing of pumps
Subsection IWV	Inservice Testing of valves
<u>Mandatory Appendices</u>	
Appendix I	Ultrasonic Examination
Appendix II	Form NIS Owner's Data Report for ISI
<u>Nonmandatory Appendices</u>	
Appendix A	Evaluation of flow indications

으며 더구나 稼動中檢査의 경우엔 더욱 問題點이 크다.

이 addenda에서 크게 主目할만한 것은 category B-A, B-B, B-C, B-D, B-F들에 대한 體積試驗은 熔接部 fusion line으로 부터 母材의 1/2T로 감소된 점이다 (1974 edition에선 1T를 요구). 이는 原子炉의 體積試驗을 행함에 있어 要求되는 試驗時間에 영향을 주었다.

2) winter 1974 addenda

試驗 category B-N-2와 B-N-3에 대한 정의의 다르게 하였다. B-N-2는 boiling water reactor에 적용되며 B-N-3는 pressurized water reactor에 적용되는데 이들의 core support structure와 원자로의 interior attachment에 관한 試驗 요구조건 들을 規定하고 있다.

3) summer 1975 addenda

몇가지 重要한 變化가 있었는데 첫째는 超音波 補正試驗片의 材質 선택에 관한 것이다 (I-3121). 部品の dropout이나 prolongation을 취하여 試驗片을 製作 못할 경우엔 음향학적으로 비슷한 材質(즉 같은 P-No Grouping)로 대체하여 試驗片을 만들 수 있다는 것이며 둘째는 article I-6000의 試驗結果 기록에 관한 사항으로써 각 지시부의 기준치와 크기를 정함에 있어 첫수 결정법 등 appendix I을 따르는데 技術的인 問題로 남았던 것들이 이 addenda에서 해결되었다.

4) winter 1975 addenda

이 addenda는 試驗方法에 있어 다음 2가지의 큰 變化가 있었는데 첫째는 發電所 部品들에 대한 欠陥 發生率이 發電所의 全運轉期間을 생각해 볼때 중반이나 후반과 비교하여 초창기에 더 가능성이 높으므로 (이는 L. M. Arnett의 "Optimization of Inservice Inspection of Pressure Vessel", national technical information service, document No. DP-1428에 의함) 發電所 運轉의 초창기에 갖은 試驗을 하는 稼動中檢査 計劃을 만드는것이 더 높은 신뢰도를 얻는

다는 것과 둘째로 原子炉 壓力容器를 원격 自動檢査로 遂行時 드는 용역비의 대부분이 장비의 설치, 장비의 보정, 해체 및 오염제거등에 의한 것이므로 한번 장비를 설치하고 단번에 많은 量의 熔接部를 檢査한다면 방사선 피폭량이 상대적으로 감소되며 發電所 所有主에게 稼動中檢査를 遂行하는데 드는 용역비에 따른 부담을 덜 주게 된다는 것이다. 이를 고려한 結果가 檢査計劃 A와 B의 確立과 壓力容器 熔接部の 試驗, 熔接部位 선택 方法을 달리 한 점이다. 檢査計劃 A는 4개의 檢査 interval을 가지는데 각 interval은 3년, 7년, 13년, 17년으로 구성되며 檢査計劃 B는 한 interval이 10年 단위로 구성된다. 두 方法中 어느 것이 가장 바람직한가 하는것은 發電所 所有主의 선택에 따르나 10년에 100% 檢査가 要求되는 檢査計劃 B에 비해 3년에 100% 檢査를 하여야 하는 檢査計劃 A가 發電所 운영면에서 어느것이 더 실질적인가 하는 것은 한번 檢討해 볼 필요가 있다(原子力1號機는 檢査計劃 B를 따름). Table IWB-2500과 IWB-2600의 試驗 요구조건에 큰 개정이 있었으며 개정된 原子炉 容器 熔接部 檢査法은 초기 試驗 interval중에 全 熔接部の 100% 熔接길이를 檢査 하게 된다.

이 檢査 interval은 檢査計劃을 A로 할 것인가 B로 할 것인가에 따라 3년이 될 수 있고 10년이 될 수 있다. 일단 100% 檢査가 完了되면 남은 3개의 檢査 interval중에는 구조적 불연속이나 높은 應力을 받는 단지 몇개의 熔接部만을 골라 100% 檢査를 하게 되며 이 선택된 熔接部는 계속되는 interval중에 再試驗이 이루어진다. 이는 지금까지 각 interval중에 각 熔接部の 5~10% 熔接길이를 檢査하고 연속되는 interval중에는 試驗된 部分이외의 다른 部分을 선택해온 종전의 試驗方法과 큰 變化를 준 것이다. Class 1 배관 試驗에서도 原子炉 容器的의 試驗方法과 비슷한 개념이 이 addenda에 소개되었는데 선택 方法은 single-stream 개념으로써 multiple stream의 시스템중 단지 한 stream만

을 試驗으로 선택하고 이 선택된 部品에 대하여 계속되는 interval 중에 再試驗이 된다.

또한 IWB-1220(d)에 NRC reference document(US Reg. Guide 1.46)에 따른 예상되는 pipe break criteria를 간주하여 필요한 應力分析을 遂行할 것을 要求함으로써 배관 계통내에서 여러 熔接部가 試驗에서 제외될 가능성을 보였다. 이는 試驗으로 선택될 배관 熔接部の 數에 잠정적으로 큰 영향을 준 것이며 그 당시엔 어느 누구도 試驗에서 제외될 熔接部の 數와 試驗정도를 정확하게 알지 못하고 있었다.

Table IWB-2600에서 한가지 재미있는 것은 모든 branch connection과 공칭배관 규격 4"미만의 모든 배관 맞대기이음 熔接部는 단지 表面試驗만을 要求한 것이다. 또한 Level III 非破壞要員은 SNT-TC-1A의 1975년도 행정예에 따라 試驗으로 자질을 갖추어야 한다는 것과 mandatory appendix인 appendix III와 appendix IV, Section XI, Division 2 "Rules for Inspection and Testing of Components of Gas-Cooled Nuclear Power Plant"의 초안이 삽입되었다.

appendix III "ultrasonic examination method for class 1 and 2 piping systems made from ferritic steel"은 약간의 수정만 가한다면 stainless steel 熔接部の 試驗에도 使用할 수 있도록 하였다. appendix III와 증전에 使用되었던 Section III, appendix IX 및 Section V, article 5에 따른 超音波 補正試驗片 製作에 따른 主要한 차이점은 appendix III의 DAC 곡선은 side-drilled hole 대신에 10%T notch를 이용하여 DAC곡선을 설정한다는 것과 超音波 補正 試驗片은 試驗될 部品과 같은 벽두께 및 材質이 되어야 한다는 것으로 appendix III가 더 엄격한 材質 선택을 要求하고 있다.

5) summer 1976 addenda

이 addenda에선 winter 1975 addenda 에서 처음으로 소개했던 變化의 몇가지를 대폭 확대하였다. 이는 IWC-1220의 Class 2 exemption

criteria로써 배관과 압력용기에 대하여 증전의 設計溫도와 設計壓力값 대신에 運轉溫도와 運轉壓力의 적용은 이 criterion에서 제외될 수 있는 部品の 數를 늘리게 되는 結果이었으며 예상되는 pipe break criteria를 간주하여 必要한 應力分析을 함으로써 Class 2 배관계통내에서 제외될 熔接部の 가능성을 보였다. winter 1975 addenda에서 처음으로 소개되었던 檢査計劃 A와 B가 이 addenda에 Class 2 部品에 까지 적용케 하였는데 각 檢査 interval은 Class 1과 같고 초기 interval중에 試驗된 部品들이 후속되는 檢査 interval 中에 再試驗이 이루어짐도 Class 1과 같다. 공칭배관규격 4" 이상의 배관과 nozzle-to-vessel 熔接部에 대한 試驗體積은 熔接部の 内部表面으로부터 1/3T만 檢査하도록 하였고 表面試驗은 熔接部 양쪽 1/2"씩만 試驗하게 하였다. Class 2 배관에 對한 體積試驗은 벽두께 1/2" 이상의 배관에만 적용된다. IWC-1220에 따라 試驗에서 제외된 배관 이외의 전 Class 2 배관의 熔接部는 表面試驗이 要求되었다.

設計나 서비스가 유사한 壓力容器에선 단지 하나의 壓力容器만을 선택해 檢査하며 이는 배관에서도 마찬가지로 設計, 크기, 기능 및 서비스 조건이 유사한 배관에 대해선 단지 한 stream에 해당하는 熔接部만을 檢査하도록 하였다. class 2 pump casing 熔接部和 valve body 熔接部는 증전의 體積試驗에서 表面試驗으로 바뀌었다.

지름 2"를 초과하는 pressure retaining bolting은 이전 완전히 體積試驗만을 要求하게 되었다. IWA-2500의 "extent of examination"이 새로이 만들어져 다른 設明이 없는한 試驗은 熔接部에만 적용하고 母材에서의 수리한 熔接部에 대해선 적용치 않는다고 하였다.

IWA-7000, IWB-7000, IWC-7000 및 IWD-7000이 다시 삽입되었는데 이는 部品이 대체되었을 때 이에 대한 試驗要求事項들을 規定하고 있다.

pressure-retaining bolting도 2"를 기준으로 하여 지름이 2"를 초과하는 bolting은 B-G-1, 2"이하의 bolting은 試驗 category B-G-2를 적용토록 하였고 이 addenda에서 특히 重要한 것은 category B-I-1, B-I-2 (cladding 檢査)의 試驗 및 Div. 2를 완전히 삭제하였고 appendix IV, 증기발생기 배관 와전류 試驗을 삽입한 것이다.

6) winter 1976 addenda

이 addenda는 1974 edition의 마지막 addenda로써 이 addenda에서 code 變化的 大部分은 Class 1 部品에 한한다.

IWA-2232의 超音波 試驗이 Section V, arti-

cle 4가 새로이 發行됨으로써 종전의 appendix I에 해당되던 "examination of class 1 and class 2 vessel weld in ferritic material greater than 2" in thickness"가 Section V, article 4로 들어 갔고 대신 appendix I이 삭제되었다. 또한 category B-H, B-K-1, B-O, B-L-1, B-M-1 등의 試驗에선 表面 試驗이나 體積 試驗 둘 중에서 하나를 선택할 수 있게 하였고 Class 1 배관 熔接部 試驗은 Class 2와 마찬가지로 배관 内部 表面으로 부터 1/3T만 體積 試驗을 하게 하였다. 試驗 category B-H, B-K-1, B-L-1, B-M-1, B-O에 대한 評價基準도 設定되었다. (계속)

〈國際會議案內〉

9 月

6-9 *International Conference on Numerical Methods in Nuclear Engineering, Montreal, Canada.* 主催: CNS

11-15 *4th Pacific Basin Nuclear Conference, Vancouver, Canada.* 主催: CNA/CNS/AIF/ANS

11-15 *Nuclear Inter Jura '83 Congress, San Francisco, U. S. A.* 主催: INLA

12-16 *20th Nuclear Accident Dosimetry Intercomparison Study, Oak Ridge, U. S. A.* 主催: ORNL

12-16 *International Symposium on Isotope Hydrology in Water Resources Development, Vienna, Austria.* 主催: IAEA/UNESCO

12-16 *WELDEX-International Welding, Cutting and Metal Fabrication Exhibition and Conference, Birmingham, U. K.* 主催: Industrial & Trade Fairs Ltd.

18-21 *Workshop on Reactor Licensing, New Orleans, U. S. A.* 主催: AIF

19-22 *Third Topical Meeting on Fusion Reactor Materials, Albuquerque, U. S. A.* 主催: DOE/ANS/SNL/NMC

19-23 *Seminar on the Management of Nuclear Power Plants, Vienna, Austria.* 主催: IAEA

19-23 *Health Physics in Radiation Accidents, Oak Ridge, U. S. A.* 主催: DOE

20-23 *International Seminar on Criticality Experiments and Data, France.* 主催: CEA/ANS

20-24 *11th Regional Congress of the International Radiation Protection Association: Recent Developments and Trends in Radiation Protection, Vienna, Austria.* 主催: AARP

25-28 *Executive Conference on Single-Stage Licensing - The Technical Aspects, Philadelphia, U. S. A.* 主催: ANS

26-29 *Topical Meeting on Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactor, Jackson Hole, U. S. A.* 主催: ANS/DOE/NRC/ENS

26-30 *Seminar on Technical and Environmental Aspects of Spent Fuel Management, Madrid, Spain.* 主催: IAEA

27-29 *Lifespan Radiation Effects Studies in Animals: What Can They Tell US?, Richland, U. S. A.* 主催: DOE/BPNL